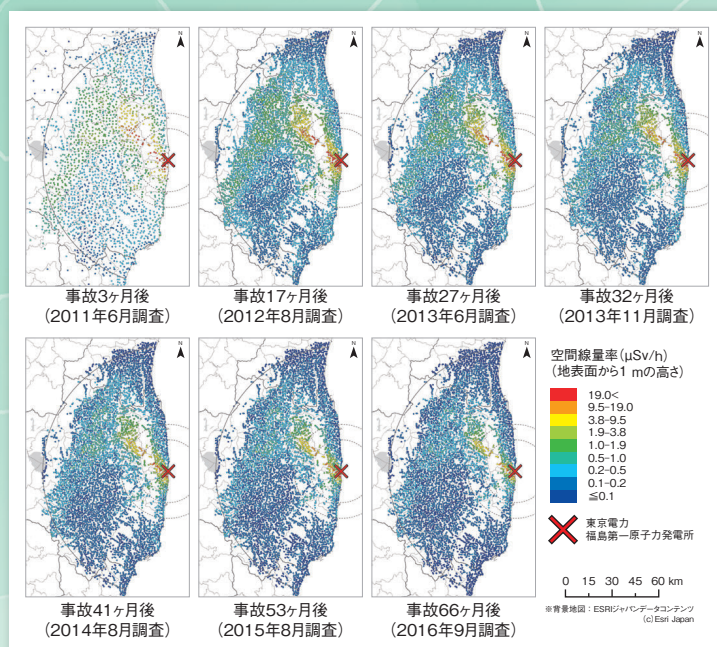
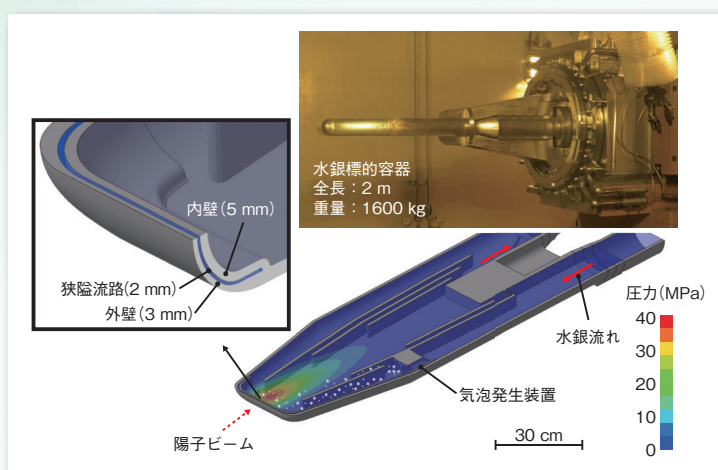


原子力機構の研究開発成果 2020-21



2011年度以降の1F周辺の空間線量率分布マップ
(トピックス 1-17)



二重壁構造を採用した水銀標的容器 (トピックス 5-3)



はじめに

平素より、日本原子力研究開発機構（原子力機構）の研究開発につきまして、多大なご理解とご支援を賜り、誠にありがとうございます。

原子力機構の使命は、我が国唯一の総合的な原子力研究開発機関として、原子力科学技術を通じて、人類社会の福祉と繁栄に貢献することです。その実現に向け、原子力機構は、東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所事故への対応、原子力の安全性向上研究、核燃料サイクルの研究開発、放射性廃棄物の処理・処分技術開発や原子力の基礎基盤研究に取り組んでいます。

福島第一原子力発電所事故への対応に関しては、廃止措置等に向けた中長期ロードマップを踏まえ、燃料デブリの分析に向けた準備、帰還困難区域の避難指示解除に向けた環境放射線モニタリングなどの廃止措置と環境回復に向けた研究開発や、原子力規制庁と連携した事故調査による安全性の向上を図るための活動に取り組んでいます。また、バックエンドロードマップ及び施設中長期計画に基づき、もんじゅ、ふげん、東海再処理施設等の廃止措置や、バックエンド対策を安全かつ着実に進めてまいります。さらに、高速炉・新型炉の研究開発や、新たな原子力利用の創出を目指した基礎基盤研究のほか、試験研究炉の運転再開に向けた対応を進めるとともに、今後、JRR-3の運転再開に合わせ、原子力機構でしか持ち得ない大型施設に一般機器を加えた供用プラットフォームを運用し、イノベーション創出に向けた産学官との連携・協働を進めてまいります。

原子力機構は、将来にわたって社会に貢献し続けるために、2050年に向けて、何を目指し、そのために何をすべきかという将来像を、将来ビジョン「JAEA 2050+」として2019年10月に公表しました。原子力分野とともに、原子力以外の分野との融合を進め、「気候変動問題の解決」「エネルギーの安定確保」「未来社会（Society 5.0）の実現」に貢献する“新原子力”の実現を目指していくこととしており、産学官との連携、共同研究等の推進に、より一層取り組んでいるところです。

本誌では、原子力機構が日々取り組んでいる研究開発で得られた最新の成果をご紹介します。本誌が、原子力機構の研究開発に対する理解の一助となれば幸いです。

引き続き、ご支援、ご指導を賜りますよう、よろしくお願いいたします。

2020年10月

国立研究開発法人
日本原子力研究開発機構

理事長

児玉敏雄

原子力機構の研究開発体制と本誌の構成について

10

1

福島第一原子力発電所事故の対処に係る研究開発

ハイライト

英知を結集し、1Fの廃止措置と福島環境回復に役立つ研究成果を創出する

13

1-1

水中における燃料デブリからのウランの溶出を評価

ーコンクリート成分の影響を考慮した溶出速度評価と、使用済燃料との比較ー
仲吉 彬

14

1-2

臨界評価に必要な燃料デブリ中の成分分布を調べる

ー溶融模擬燃料デブリを用いた凝固時のGdとFeの偏析ー
須藤 彩子

15

1-3

マイクロ波によりプラズマ発光強度を50倍に増倍

ーレーザー誘起ブレイクダウン分光分析技術を用いた燃料デブリの遠隔分析技術の高度化ー
大場 正規

16

1-4

ロボット試験用水槽の昇温挙動を明らかにする

ー利用者ニーズに応じた施設利用のための実験と解析ー
荒川 了紀

17

1-5

調査画像から炉内構造物の立体モデルの構築を目指す

ー廃止措置の遠隔操作支援に向けた映像解析技術の開発ー
羽成 敏秀

18

1-6

重大事故時に構造材に吸着したセシウム特性を探る

ー理論計算によるセシウム化合物の熱力学特性の予測と検証ー
鈴木 知史

19

1-7

ジオポリマーのガンマ線照射による水素放出

ー水で飽和した大型試料における水素放出抑制ー
山岸 功

20

1-8

福島第一原子力発電所1～3号機における事故進展を探る

ー国際ベンチマーク解析から得られた知見ー
玉置 等史

21

1-9

溪流魚中のセシウム濃度変化の原因を探る

ー森林から溪流魚に至る異なる三つの経路ー
操上 広志

22

1-10

動植物に含まれるトリチウムの分析を早く簡単に

ー海産物中の有機結合型トリチウム(OBT)迅速分析手法の開発ー
藤原 健壮

23

1-11

除染した後の線量率はどう変化するか

ー長期モニタリングデータから明らかとなった土地利用形態の影響ー
中間 茂雄

24

1-12

河川中での放射性セシウムの挙動解明のために

ー顕微鏡で見た川底の鉱物種と放射性セシウムの関係ー
萩原 大樹

25

1-13	分子シミュレーションでキノコの放射能濃縮の謎を探る ーキノコ色素ノルバジオン A のセシウム結合選択性の評価ー 数納 広哉	26
1-14	福島第一原子力発電所から沿岸へ流出した放射性セシウム量を推定 ー1F 事故から 9 年間で流出量はおおよそ 10 万分の 1 に減少ー 山田 進	27
1-15	放射性物質の大気放出と拡散状況を計算で再現する ー拡散計算の最適化手法の高度化により事故初期の正確な被ばく評価に貢献ー 寺田 宏明	28
1-16	福島第一原子力発電所事故直後の線量率を再評価 ーヨーロッパと福島県における空間線量率の減少傾向と放射性核種動態の比較ー 吉村 和也	29
1-17	放射線量とセシウム濃度の減り方の違いから見えること ー1F 事故後 5 年間の空間線量率及び土壌沈着量の経時変化ー 三上 智	30
1-18	日常生活における住民の外部被ばく線量を予測する ー現地での線量調査に基づく被ばく線量評価モデルの開発ー 高原 省五	31

2 安全研究・防災支援

ハイライト	原子力安全と防災の継続的改善に向けて	32
2-1	非常に薄い液膜の厚さを測定する ー液膜ドライアウト挙動を評価するための技術開発ー 和田 裕貴	33
2-2	反応度事故時の安全評価の信頼性向上を目指して ー二軸応力下における燃料被覆管の機械特性評価ー 三原 武	34
2-3	亀裂先端における応力が酸化に及ぼす影響を調べる ーステンレス鋼の環境助長割れメカニズムの解明に向けてー 端 邦樹	35
2-4	巨大地震後の余震に備える ー大規模余震を考慮したリスク評価手法の提案ー 崔 炳賢	36
2-5	有機溶媒火災時の HEPA フィルタの目詰まりメカニズムを解明 ー再処理施設の重大事故評価手法を整備ー 大野 卓也	37
2-6	空から放射線量の分布を迅速・広範囲に測る ー緊急時における航空機モニタリング活用のための情報整備・技術開発ー 普天間 章	38

3

先端原子力科学研究

ハイライト

未来を拓く先端原子力科学研究

39

3-1

核分裂片の巨大双極子振動を観測

ー核分裂過程の解明に期待ー

牧井 宏之

40

3-2

錯体の凝集現象を防ぐことで抽出効率を劇的に向上

ーフッ素原子の強力な疎水性を利用した溶媒抽出法の開発ー

上田 祐生

41

3-3

ウランがもたらす超伝導の新しい物理

ースピン三重項超伝導のメカニズムの探求ー

徳永 陽

42

3-4

高速回転を用いて磁石の隠された特異点を発掘

ー磁気デバイス高速化の鍵“角運動量補償”の測定装置を開発ー

今井 正樹

43

3-5

電子を注入した酸化物材料に現れる「動きにくい電子」の正体とは？

ー素粒子ミュオンで解き明かす酸化物材料 SrTiO_3 中の余剰電子の性質ー

伊藤 孝

44

3-6

反応で明らかにする原子核の特異な形状

ークラスター構造の発現と成立度ー

吉田 数貴

45

4

原子力基礎工学研究

ハイライト

原子力科学の共通基盤技術を維持・強化して原子力利用技術を創出

46

4-1

核反応データベースの開発を通じた国際貢献

ー光核反応の利用を支える信頼性の高いデータベースの完成ー

岩本 信之

47

4-2

LLFP の低減化システム評価のための核データ開発

ー最新の原子核理論で長寿命核分裂生成物（LLFP）の核反応断面積を予測するー

湊 太志

48

4-3

気液界面における低合金鋼の腐食加速現象

ー鉄錆層の構造解析から腐食加速機構を解明するー

大谷 恭平

49

4-4

歯を用いた低線量外部被ばく推定法の開発

ー遠心分離法による妨害因子の除去ー

岡 壽崇

50

4-5	異分野連携で太陽放射線の動きをリアルタイムに追跡 －太陽放射線被ばく警報システム（WASAVIES）の開発に成功－ 佐藤 達彦	51
4-6	焼却可能な試薬を使った MA 抽出分離プロセスの構築 － α γ セルでのマイナーアクチノイド（MA）と希土類元素の一括回収試験－ 伴 康俊	52
4-7	加速器駆動システムの核設計精度を検証する －プルトニウム燃料を用いた臨界実験－ 大泉 昭人	53
4-8	加速器駆動システム用ビーム窓の開発 －国際プロジェクトによるビーム窓材の照射後試験－ 斎藤 滋	54

5 中性子及び放射光利用研究等

ハイライト	幅広い科学技術・学術分野における革新的成果の創出を目指して	55
5-1	大強度陽子加速器のさらなる高度化に向けて －新しいビーム設計手法による高周波四重極リニアックの開発－ 近藤 恭弘	56
5-2	地下深くの圧力が変える鉱物中の水素結合 －中性子回折実験により高圧下での水素結合対称化を初めて直接観測－ 佐野 亜沙美	57
5-3	内壁の改良と速い流れで水銀標的容器損傷を抑制 －二重壁構造の採用で高出力核破砕標的を実現－ 直江 崇	58
5-4	ものづくり現場で中性子線を使った材料分析が可能に －小型加速器中性子源を利用して鉄鋼材料の集合組織測定に成功－ 徐 平光	59
5-5	蛋白質の機能発現に必要な構造揺らぎの解明 －中性子で蛋白質の構造と動態を見る－ 中川 洋	60
5-6	イオン液体／電極界面の構造解析 －量子ビームを利用して界面の構造を精密に解析する－ 田村 和久	61
5-7	省電力次世代記憶素子材料の開発に向けて －アルミ酸化膜を用いた新しい不揮発メモリの電子状態の観測に成功－ 久保田 正人	62
5-8	新奇な超伝導状態を示すウラン化合物の電子を捉えた － UTe_2 の電子状態を世界に先駆けて観測－ 藤森 伸一	63

6

高温ガス炉水素・熱利用研究

ハイライト

高温ガス炉とこれによる水素製造・熱利用技術の研究開発

64

6-1

代表不純物を利用した全炉心燃焼特性評価法の開発

ー安価な黒鉛材料利用により高温ガス炉の燃料コスト削減に貢献ー
沖田 将一朗

65

6-2

高温ガス炉燃料の燃焼度を3倍高めることに成功

ー国際協力を活用した高燃焼度高温ガス炉燃料の開発ー
佐々木 孔英

66

6-3

再生可能エネルギーとの共存に向けて

ー再エネ発電量変動を補完できる高温ガス炉概念の提案ー
佐藤 博之

67

6-4

IS法水素製造の硫酸環境耐食機器の実用化に向けて

ーセラミックス機器の強度評価法を開発ー
竹上 弘彰

68

6-5

IS法で用いる耐食部材の金属材料化を目指して

ー二酸化硫黄(SO_2)漏れの発生しない腐食試験装置の開発ー
広田 憲亮

69

6-6

IS法による安定した連続水素製造に向けて

ー高濃度ヨウ素を含むヨウ化水素酸溶液移送ポンプ軸封システムを開発ー
野口 弘喜

70

6-7

排気筒倒壊時の原子炉建家への影響を明らかにする

ー三次元実形状モデルの衝突解析により健全性を確認ー
小野 正人

71

7

高速炉研究開発

ハイライト

高速炉サイクルの研究開発基盤の整備

72

7-1

炉心上部機構の国内製作技術確立に向けて

ー炉心上部機構内の計装配管配置検討及びモックアップによる製作性確認ー
高野 和也

73

7-2

自然対流により炉心の崩壊熱を確実に除去

ー浸漬型直接炉内冷却器による炉心冷却試験と冷却性能予測技術の開発ー
江連 俊樹

74

7-3

高速炉の炉心燃料集合体の解析評価手法の構築

ー内部ダクトを有する燃料集合体(FAIDUS)内の熱流動挙動を予測ー
菊地 紀宏

75

7-4	超高温条件に耐える燃料被覆管の開発を目指して －酸化物分散強化型鋼被覆管の 1000℃での強度評価－ 矢野 康英	76
7-5	燃焼するナトリウムミストで水素が着火する仕組みを探る －過酷事故で生じた漏えいナトリウムのミストとともに噴き出た水素の着火過程を可視化－ 土井 大輔	77

8

バックエンド対策及び再処理技術に係る研究開発

ハイライト	バックエンド対策及び再処理技術に係る研究開発	78
--------------	------------------------	----

8-1	原子力施設解体費用見積りコードの一般利用に向けて －費用見積りコードの利用マニュアル整備－ 高橋 信雄	80
8-2	合理的な処分に向けた放射性廃棄物確認方法の構築 －照射後試験施設の廃棄物に対する評価方法の検討－ 水飼 秋菜	81
8-3	複雑な低線量放射線の生体影響にせまる －機械学習を用いた多次元データの特徴抽出－ 神崎 訓枝	82
8-4	安全な放射性廃液の処理技術の確立 －様々な化学種を含む廃液の処理を目指す STRAD プロジェクト－ 渡部 創、栗飯原 はるか	83
8-5	地上から地下深部の亀裂のつながりを評価 －単孔ボーリング調査手法の構築－ 石井 英一	84
8-6	処分場閉鎖後の坑道周辺の岩盤状態変化を探る －坑道埋め戻しに伴う岩盤の透水性の経時変化－ 宮良 信勝	85
8-7	岩石の化学組成から最近の断層運動の痕跡を識別 －断層運動に起因する元素の移動のしくみを解明－ 丹羽 正和	86
8-8	地下深部を流れる地下水の長期的な変化を可視化 －地形変化や気候変動による地下水流動状態の変動性評価手法の構築－ 尾上 博則	87
8-9	緩衝材の力学解析手法構築を目指して －塩水条件での緩衝材に対する弾塑性構成モデルの適用性の検討－ 高山 裕介	88

8-10	地下環境での鉄とケイ素の相互作用メカニズムを解明する －還元環境下における二価鉄ケイ酸塩共沈生成物の特性の把握－ Paul Clarence M. Francisco	89
8-11	マイクロ流路内のプラズマで放射性試料を分析する －液体電極プラズマ発光分光分析法による高レベル放射性廃液中のセシウムの定量－ 小高 典康	90

9

システム計算科学研究

ハイライト	原子力研究開発を支える計算科学技術	91
-------	-------------------	----

9-1	デブリ空冷模擬実験のマルチスケール熱流動解析 －格子ボルツマン法向け熱流動解析コードの開発－ 小野寺 直幸	92
9-2	計算科学による超伝導中性子顕微鏡の設計開発 －中性子検出器内の全ての放射線をシミュレーションし動作を予測する－ Alex Malins	93
9-3	鉄の変形を原子の動きから理解する －原子シミュレーションによるらせん転位の運動と結晶すべり面変化の解析－ 鈴木 知明	94
9-4	世界最大の GPU スーパーコンピュータを用いた多相流体解析 － GPU 向け省通信型行列解法の開発－ 井戸村 泰宏	95

10

核不拡散・核セキュリティ科学技術開発

ハイライト	原子力平和利用を支える核不拡散・核セキュリティに関する技術開発・人材育成	96
-------	--------------------------------------	----

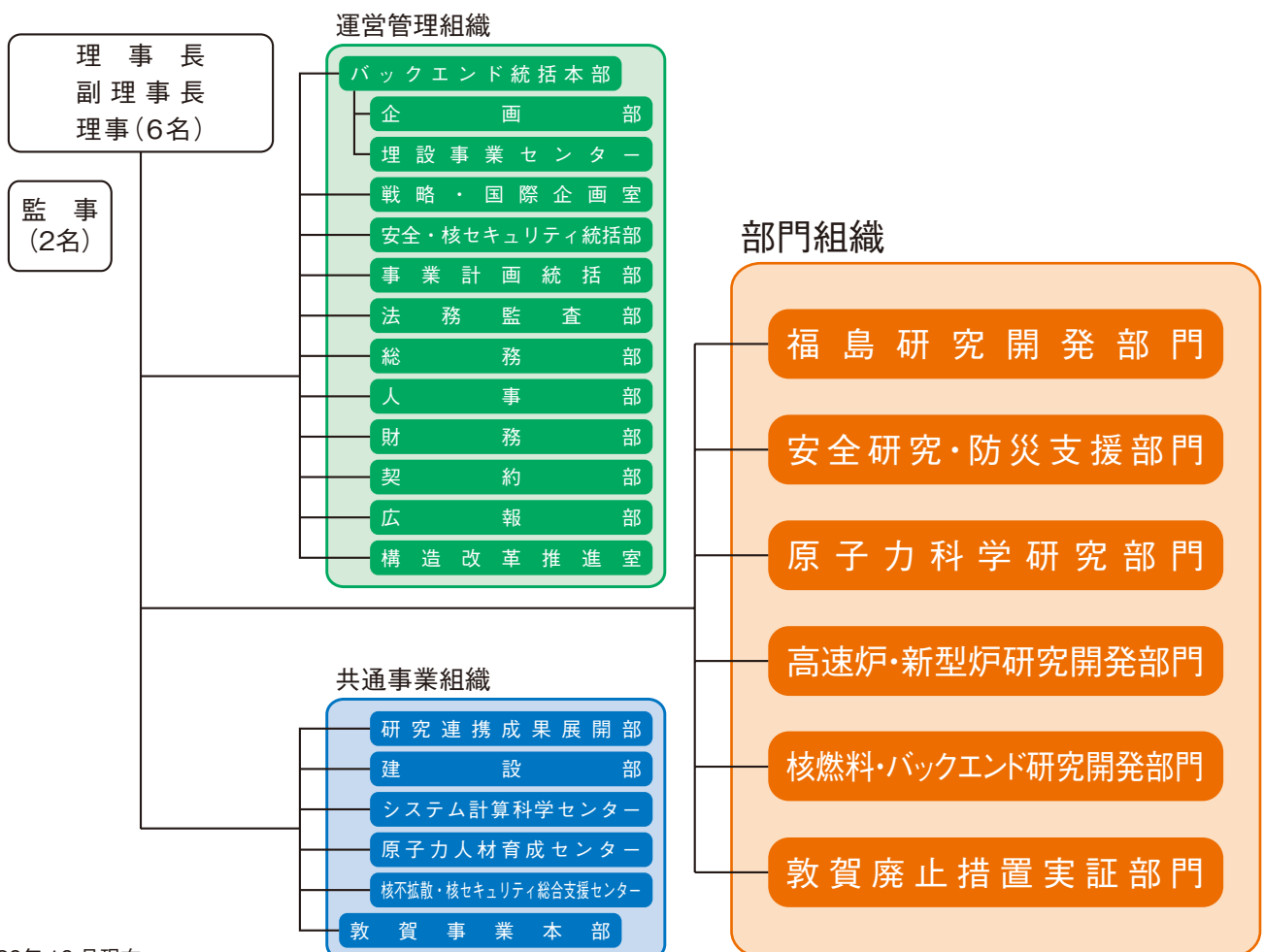
10-1	保障措置のための核燃料物質の非破壊測定 －欧州委員会／共同研究センターの PUNITA を用いた遅発ガンマ線測定技術開発－ 山口 知輝、Douglas Chase Rodriguez	97
-------------	---	----

原子力機構の研究開発体制と本誌の構成について

本誌は、研究開発分野ごとの最新の成果を各章にまとめて紹介しています。各章の成果は、おおむね担当する各研究開発部門の活動と対応しています。各研究開発部門は、研究開発の性格や利用する施設・装置によって、1ヶ所から数ヶ所に跨った研究開発拠点で実際の活動を行っており、研究開発拠点は、日本全国に所在しています。以下に、各研究開発部門の成果がどの研究開発拠点で生み出されているか、概略を紹介します。

1. **福島研究開発部門**は、東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所の原子力事故への対応として、廃止措置及び環境回復に向けた研究開発、並びに廃止措置の推進のために必要不可欠な研究開発基盤の構築を進めています。
2. **安全研究・防災支援部門** **安全研究センター**及び**原子力緊急時支援・研修センター**は、原子力科学研究所において原子力発電所をはじめとする原子力施設に関する国の安全規制を支援する研究を、また、ひたちなか市において緊急時のモニタリングと防護措置に関する研究開発を進めています。
3. **原子力科学研究部門** **先端基礎研究センター**は、原子力科学研究所において先端原子力科学における未踏分野の開拓を進め、新原理・新現象の発見、新物質の創製、新技術の創出を目指して、「アクチノイド先端基礎科学」、「原子力先端材料科学」と「先端理論物理」の3分野を設定し、7研究テーマを展開しています。
4. **原子力科学研究部門** **原子力基礎工学研究センター**は、原子力科学研究所において原子力利用を支える様々な基礎・基盤的な研究や技術開発を進めています。
5. **原子力科学研究部門** **物質科学研究センター**及び**J-PARC センター**は、原子力科学研究所及びJ-PARCにおいて中性子を利用する研究を進めています。また、物質科学研究センターは、播磨放射光 RI ラボラトリーにおいて放射光を用いた研究も進めています。

組 織 体 制 図



2020年10月現在

6. **高速炉・新型炉研究開発部門 炉設計部及び高温ガス炉研究開発センター**は、大洗研究所において高温ガス炉の技術開発や高温熱を用いて水から水素を製造する技術、ヘリウムガスタービン技術等の多目的熱利用の研究開発を実施しています。
7. **高速炉・新型炉研究開発部門 炉設計部、燃料サイクル設計部、高速炉サイクル研究開発センター及び敦賀総合研究開発センター**は、長期的エネルギー安全保障・地球環境問題に対応するため高速炉を中核とする核燃料サイクルの確立に向けた研究開発を行っています。大洗研究所において高速炉システムの安全性強化を目指した研究開発を、敦賀総合研究開発センターにおいて高速増殖原型炉もんじゅに係る成果の取りまとめや高速炉の検査・補修技術開発等を、核燃料サイクル工学研究所において核燃料・バックエンド研究開発部門と協力してプルトニウム燃料の製造、使用済燃料の再処理に係る研究開発などを進めています。
8. **核燃料・バックエンド研究開発部門**は、青森研究開発センター、核燃料サイクル工学研究所及び人形峠環境技術センターにおいて安全かつ合理的な原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分対策について技術開発を進めています。また、高レベル放射性廃棄物の地層処分については、東濃地科学センターにおいて地質環境の長期安定性評価解析技術等の整備を、幌延深地層研究センターと核燃料サイクル工学研究所において処分場の設計や安全評価を行う技術の高度化を、それぞれ進めています。このほか、核燃料サイクル工学研究所において核燃料サイクルに関する技術開発を行っています。
9. **システム計算科学センター**は、柏地区と原子力科学研究所を中心に先端のシミュレーション技術開発及び計算科学基盤技術開発、並びに計算機及びネットワークの運用・保守を行っています。
10. **核不拡散・核セキュリティ総合支援センター**は、本部及び原子力科学研究所においてIAEA 保障措置や核鑑識・検知技術開発、政策的な調査・分析、アジア地域を中心とした人材育成支援、CTBT 国際監視施設等の暫定運用及び核物質輸送に係る支援等、国内外の核不拡散・核セキュリティ強化に資する活動を行っています。

研究開発拠点

幌延深地層研究センター
高レベル放射性廃棄物処分技術に関する研究開発（堆積岩系対象）を実施



福島地区

東京電力福島第一原子力発電所事故の対処に係る研究開発を実施

炉環境国際共同研究センター 櫛葉遠隔技術開発センター



大熊分析・研究センター



原子力緊急時支援・研修センター
緊急時のモニタリングと防護措置に関する研究開発を実施



敦賀地区

「もんじゅ」及び「ふげん」における廃止措置を実施

高速増殖原型炉「もんじゅ」



新型転換炉原型炉「ふげん」



人形峠環境技術センター
ウラン濃縮関連施設及び鉱山関連施設の廃止措置を実施



播磨放射光RIラボラトリー
放射光科学研究を実施



©RIKEN/JASRI

東京・柏地区
計算科学研究等を実施

東濃地科学センター
高レベル放射性廃棄物処分技術に関する研究開発（地質環境の長期安定性に関する研究）を実施



青森研究開発センター
原子炉施設の廃止措置、核燃料サイクル関連業務への支援などを実施



東海地区

安全研究、原子力基礎工学研究、先端基礎研究、中性子利用研究の推進、核燃料サイクルに係る再処理、燃料製造及び放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発、廃止措置技術開発、研修事業を実施

原子力科学研究所



核燃料サイクル工学研究所



J-PARCセンター



世界最高クラスの大強度陽子加速器と、陽子ビームで発生させた中性子、ミュオン、K⁻中間子、ニュートリノ等を利用し、物質科学、生命科学、原子核素粒子等に関する研究を実施

大洗研究所

高速炉の安全性強化を目指した研究開発を実施
高温工学試験研究炉を活用した高温ガス炉技術基盤の確立と水素製造技術の研究開発を実施
「常陽」、照射後試験施設等を用いた照射試験、照射後試験技術の開発及び原子炉等の燃料・材料の研究開発を実施



英知を結集し、1F の廃止措置と福島環境回復に役立つ研究成果を創出する

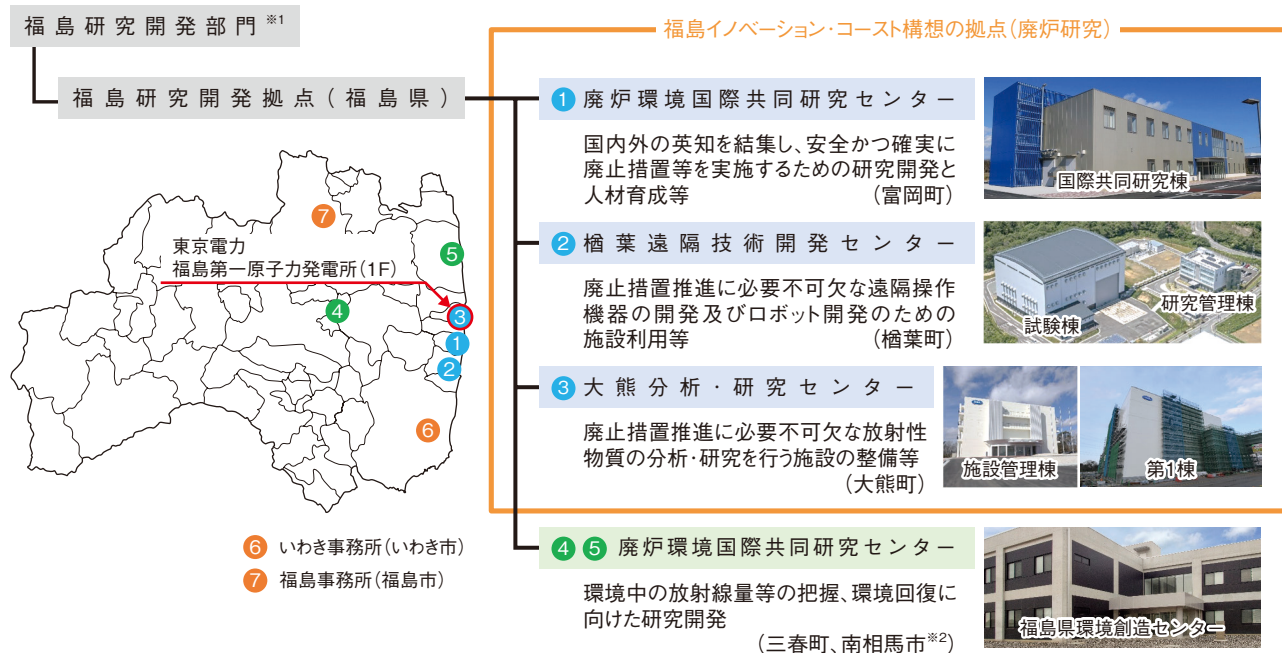


図1-1 福島研究開発部門の研究開発拠点（2020.4.1 改組）

※1 原子力機構全体で福島対応業務に連携して取り組むため、核燃料・バックエンド研究開発部門、原子力科学研究部門の各企画調整室及び高速炉・新型炉研究開発部門の戦略・計画室に「福島研究開発推進室」を附置しています。

※2 福島県が整備した福島県環境創造センター（三春町）、福島県環境放射線センター（南相馬市）に入居し、活動しています。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の事故以来、原子力機構は日本で唯一の原子力に関する総合的な研究開発機関として、福島研究開発部門を中核に1Fの廃止措置及び福島環境回復に係る研究開発に取り組んでいます。当部門の所掌する研究開発拠点を図1-1に示します。

図1-1に示した廃炉環境国際共同研究センター（CLADS）の国際共同研究棟、櫛葉遠隔技術開発センター（NARREC）の研究管理棟及び試験棟、大熊分析・研究センターの施設管理棟及び第1棟（現在建設中）は、福島イノベーション・コースト構想の一翼を担う廃炉関連の施設であり、研究開発を通じて1Fの廃止措置に貢献しています。また、福島県が整備した福島県環境創造センター（三春町）及び福島県環境放射線センター（南相馬市）では、福島県及び国立環境研究所と連携して環境回復に関する研究開発等に取り組んでいます。

廃止措置に向けた研究では、燃料デブリの取出しに関連した研究として、燃料デブリからのウランの溶出挙動や燃料デブリ中の元素分布に関する研究（トピックス1-1、1-2）、炉内の燃料デブリをその場で分析する遠隔分析技術の開発（トピックス1-3）などに取り組んでいます。また、損傷した1F原子炉建屋内は、現在でも放射線量が高いため、遠隔機器を用いた作業が中心となります。そこで、遠隔操作機器の動作性を検証するため、現場環境を模擬した試験フィールドを整備（トピックス1-4）するほか、遠隔機器の操作者に対して、現場状況の理解を助ける映像解析技術の開発

（トピックス1-5）にも取り組んでいます。また、放射線管理の観点では、主要な放射線源となるセシウムの原子炉建屋内の分布と存在状態の推定（トピックス1-6）を行っています。さらに、放射性廃棄物の保管時の安全性の評価として、廃棄体中の水の放射線分解による水素発生挙動の解明（トピックス1-7）などにも取り組んでいます。さらに、損傷した炉内状況の推定や安全研究に反映するため、1Fの事故進展を探る研究（トピックス1-8）も国際機関と共同して行っています。

環境回復に向けた研究では、事故により放出された放射性物質が環境中でどのように移動していくのかを解明・予測する研究（トピックス1-9～1-15）を数多く行っています。また、事故直後の線量率の再評価から、チェルノブイリ原子力発電所事故との比較検討（トピックス1-16）を行い、福島における被ばく線量の適切的な推定に貢献しています。さらに、1Fサイト外の放射性物質の存在状況を分布マップにまとめ、インターネットを通じて公開（トピックス1-17）しています。また、住民の外部被ばく線量の評価（トピックス1-18）を実施し、帰還困難区域の解除に向けた基本情報として提供しています。

福島研究開発部門では、今後も国内外の英知を結集し、1Fの廃止措置や環境回復のための研究開発を進め、得られた成果を国内外に積極的に発信していきます。また、地域の企業や研究・教育機関などとのネットワークの構築を進めることで、地域産業の活性化や人材育成につなげ、福島復興に貢献していきます。

1-1 水中における燃料デブリからのウランの溶出を評価 ーコンクリート成分の影響を考慮した溶出速度評価と、使用済燃料との比較ー

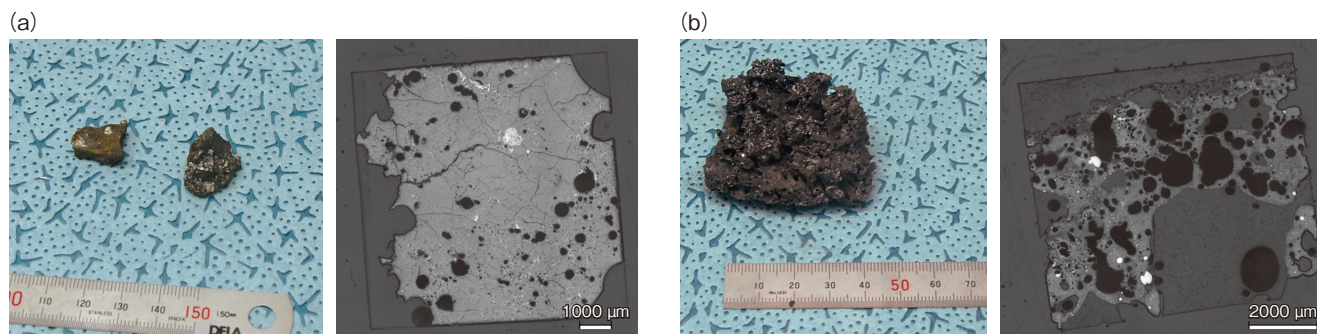


図 1-2 溶出試験に使用した模擬燃料デブリ試料の外観と断面の観察像

溶出試験には、以下の 2 種類の模擬燃料デブリを使用しました。これらを用いた溶出試験の結果、コンクリート成分の有／無で、溶出速度は $2.53 \text{ mg/m}^2/\text{d}$ から $2.86 \text{ mg/m}^2/\text{d}$ と変動するものの、使用済燃料の溶出速度と比較して同程度と判断されました。

(a) コンクリート成分無し：U、Zr、Fe、希土類等を含む試料を還元雰囲気（ Ar-H_2 ）下、 2760°C で約 45 分加熱して作製しました。
(b) コンクリート成分有り：U、Zr、Fe、希土類に加えコンクリート成分として Si、Ca、Mg を追加した試料を N_2 雰囲気下、 2000°C で約 10 分間加熱して作製しました。それぞれ左側が外観写真、右側が断面の光学顕微鏡の写真です。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の燃料デブリは原子炉から取り出した後、冷却のために湿式状態で輸送・保管されと考えられますが、その間、燃料デブリは水中に浸漬されることになります。そのため、燃料デブリ中の成分、特にウラン（U）などの核燃料物質の水中への溶出挙動を把握することが、燃料デブリの水中保管を評価する上で重要となります。しかし、水中での U 溶出速度に関する既往のデータは少なく、また、燃料デブリに関するデータはありませんでした。そのため、私たちは模擬燃料デブリを用いた溶出試験を行い、燃料デブリからの U 溶出速度データを取得することとしました。

試験に使用した模擬燃料デブリの試料を図 1-2 に示します。1F の燃料デブリには圧力容器内で生成する燃料と構造材の溶融物、格納容器下部にて生成する溶融燃料とコンクリートとの反応物（MCCI 生成物）の 2 種類が想定されます。そのため、試料にはコンクリート成分の有／無しの 2 種類を用いました。

試験では、模擬燃料デブリを約 25°C の純水に浸漬し、 γ 線照射（ Co 線源、線量約 80 Gy/h ）しながら空気雰囲気下で約 100 日静置しました。 γ 線照射は、溶出速度に影響することが予想される過酸化水素を水の放射線分解により発生させるために行いました。さらに、 γ 線の影響による空気中の窒素（ N_2 ）からの硝酸生成を制限するため、試験でのガス相と溶液相の体積比を約 0.1 としました。

試験後の溶液を分取し硝酸を加えることにより、水中のコロイドを溶解した後、ICP-MS を用いて溶液中の U 濃度を分析しました。また、沈殿物の分析としては、溶液を取り出した後の容器や試料ホルダーを 0.5 N 硝酸に

24 h 浸漬し、その溶液中の U 濃度を分析しました。これらの濃度分析の結果より水中及び沈殿した U の総量を求め、これらの和を溶出量として評価しました。また、溶出量を試験前に測定していた各試料の表面積と浸漬期間で割ることで溶出速度を算出しました。なお、これらの試験はフランス原子力・代替エネルギー庁（CEA）の協力を得て、CEA の ATALANTE 施設で実施しました。

試験の結果、コンクリート成分無し、コンクリート成分有りでの U の溶出速度は、それぞれ $2.86 \text{ mg/m}^2/\text{d}$ 、 $2.53 \text{ mg/m}^2/\text{d}$ と、コンクリート成分の有無にかかわらず、近い値が得られました。また、水中での使用済燃料からの U の溶出速度については、既往の研究から $2 \text{ mg/m}^2/\text{d}$ 、 $83 \text{ mg/m}^2/\text{d}$ の値が報告されており、溶出速度にはこの程度のばらつきがあることが分かります。そのため、本研究で得られた模擬燃料デブリの溶出速度は、使用済燃料の U の溶出速度と大きな差はないと考えました。

以上のことから、1F の燃料デブリの溶出速度はコンクリート成分の有無にかかわらず、使用済燃料の溶出速度と同程度と想定されます。そのため、1F の燃料デブリについて、湿式での輸送・保管を検討する場合、使用済燃料用の装置や設備が参考になると考えられます。また、本研究により得られた U 溶出速度データは輸送や保管のほか、燃料デブリの取出しや処分の検討など、燃料デブリが水と接触する機会がある様々な場面に対して、U の溶出挙動を評価する基礎データとして活用できます。

（仲吉 彬）

●参考文献

Nakayoshi, A. et al., Leaching Behavior of Prototypical Corium Samples: A Step to Understand the Interactions between the Fuel Debris and Water at the Fukushima Daiichi Reactors, Nuclear Engineering and Design, vol.360, 2020, p.110522-1-110522-18.

1-2 臨界評価に必要な燃料デブリ中の成分分布を調べる ー溶融模擬燃料デブリを用いた凝固時の Gd と Fe の偏析ー

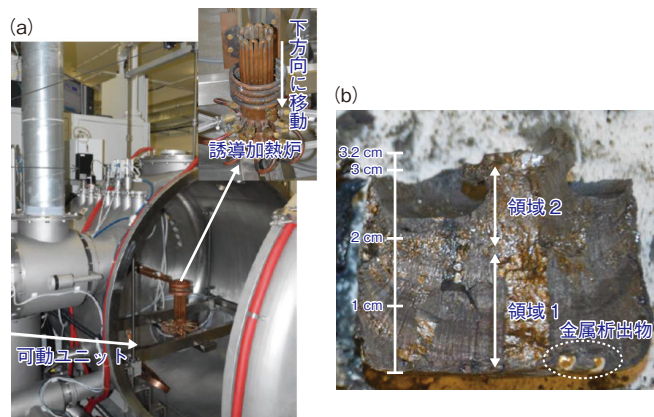


図 1-3 (a) コールドクルーシブル誘導加熱炉の外観、(b) 模擬燃料デブリの断面写真

チェコのジェシュ研究所と共同で、コールドクルーシブル誘導加熱炉で、模擬燃料デブリの溶融・凝固試験を行いました。固化後の試料を切断し、断面を観察したところ、層状の構造を持つ領域 1、空洞のある領域 2、下部には金属の析出物が確認できました。

東京電力福島第一原子力発電所 (1F) 事故では、核燃料や構造材 (主成分：鉄 (Fe)) 等から構成される溶融物が発生し、ゆっくりと固まって燃料デブリを形成したと考えられています。溶融物がゆっくりと凝固する場合、そこに含まれている成分の偏析が起こることが知られています。核燃料の一部には、可燃性毒物 (Gd_2O_3) を含有した二酸化ウラン (UO_2) 燃料ペレットが使用されており、燃料デブリ中の Gd の分布状況を把握することは臨界安全の観点から非常に重要です。また、燃料デブリ中には多くの Fe が含まれることが考えられ、中性子吸収材としての役割を担うことから、その分布状況を知ることでも重要です。

燃料デブリ中の Gd 及び Fe の偏析状況を調べるため、約 1 kg の模擬燃料デブリ (主要成分： UO_2 , ZrO_2 , Gd_2O_3 , FeO 、模擬核分裂生成物成分： MoO_3 , Nd_2O_3 , SrO , RuO_2) をコールドクルーシブル誘導加熱炉 (図 1-3 (a)) で溶融・凝固する試験を行いました。試験中、溶融物を少しずつ発熱源から下方向に引き抜くことによって、ゆっくりとした凝固条件を再現しました。

図 1-3 (b) は、凝固後試料の断面写真です。試料下部の領域 1 では層状の構造が確認され、試料上部の領域 2 では複数の大きな空洞が観察できます。図 1-4 に凝固の様子を模式的に示します。試験体下部から少しずつ凝固が始まり、領域 1 の層状構造が形成されたと予測されます。次に、上部表面が凝固し、中心に向かって空洞を形成しながら凝固していったと考えられます。また、最下部には Ru 金属の析出が確認されました。

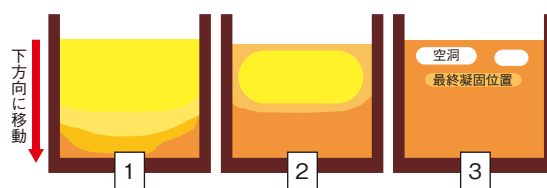


図 1-4 模擬燃料デブリ中の凝固進展 (模式図)

今回の試験条件では、模擬燃料デブリはまず下部から凝固が始まり、途中から上部が固化し、内側に向かって凝固進展しました。

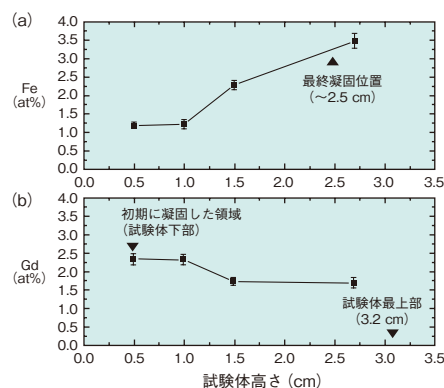


図 1-5 模擬燃料デブリ試験体断面での高さ方向の (a) Fe の組成変化、(b) Gd の組成変化

(a) Fe 濃度は最後に凝固する領域付近で、逆に、(b) Gd 濃度は初期に凝固する領域付近で最大となる傾向が確認されました。

次に、試験体断面の中心軸に沿って、上部から下部にかけてサンプリングを行い、元素分析を行いました。図 1-5 には、試験体の高さ位置に対する模擬デブリ中の Fe 及び Gd の組成変化がプロットされています。Fe は高さ 2.7 cm で最大値 3.5at% を示しています。この領域は最後に凝固した位置に近く、Fe は燃料デブリ中で最後に凝固する内部に偏析することが予測されます (図 1-5 (a))。一方、Gd は高さ 0.5 cm で最大値 2.4at% を示しています。この領域は初期に凝固した試験体下部にあり、Gd は燃料デブリ中で初期に凝固する外側に偏析することが予測されます。Gd 含有燃料は実機中に約 1% と非常に少なく、少しの偏析が再臨界に大きく影響することが考えられます (図 1-5 (b))。

今回、約 1 kg の試験体での試験を行いました。実際の 1F 燃料デブリは数十 t とも言われ、試験体と実燃料デブリの間には大きなスケールのギャップがあります。今後は、より大規模な試験体 (約 10 kg 規模) の実験データを取得しつつ、成分偏析に対する数値解析を組み合わせていくことによって、より信頼性の高い燃料デブリ中の成分偏析データを取得し、燃料デブリ取出しに役立てていきたいと考えています。

本研究は、原子力機構とジェシュ研究所との共同研究「溶融コリウムの凝固メカニズムに関する予備試験」により実施され、日本とチェコとの良好な原子力研究協力関係の一例として、Japan Times で記事となりました。

(須藤 彩子)

●参考文献

Sudo, A. et al., Segregation Behavior of Fe and Gd in Molten Corium during Solidification Progress, Journal of Nuclear Materials, vol.533, 2020, p.152093-1-152093-8.

1-3 マイクロ波によりプラズマ発光強度を 50 倍に増倍 ーレーザー誘起ブレイクダウン分光分析技術を用いた燃料デブリの遠隔分析技術の高度化ー

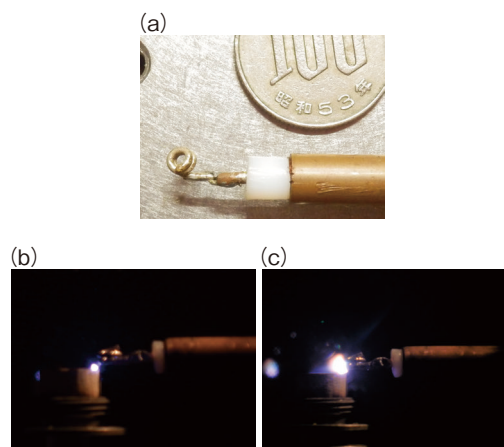


図1-6 (a) マイクロ波の電極と (b) (c) プラズマ発光の様子
(a) 外径約 6 mm の半剛性の同軸ケーブルの芯線に直径約 0.6 mm、長さ 25 mm の導線を接続し、スパイラル状にしました。
(b) はマイクロ波の入力が無い場合、(c) はマイクロ波を入力した場合で、発光が強くなっているのが分かります。

東京電力福島第一原子力発電所事故で発生した燃料デブリは放射線が強く、人が近くで操作することは困難です。また、遠隔操作により燃料デブリのサンプルを採取し、分析施設へ輸送して分析をするには時間と多大な作業を伴います。一方、遠隔操作により、その場で燃料デブリを分析することができれば、この分析作業が非常に効率的になると考えられます。そのため、私たちは炉内におけるその場分析を可能とする技術としてレーザー誘起ブレイクダウン発光分光分析法 (Laser-Induced Breakdown Spectroscopy: LIBS) の開発を行っています。

LIBS の技術は、高エネルギーのパルス状のレーザーを分析対象の試料表面に照射し、発生するプラズマの発光を、分光器を用いて波長スペクトルを解析し、試料表面に含まれる元素を同定する分析手法です。炉内へのレーザーの伝送方法としては操作性が容易な光ファイバーを使います。燃料デブリ中のランタノイド等の元素を分析するためには、高分解能の分光器が必要になりますが、この分光器を通過した光は弱くなってしまいます。光が弱くなるとノイズに埋もれて検出できなくなるため、発光自体を増強することが必要になります。レーザーの出力を上げると発光強度は大きくなりますが、同時に光ファイバーの損傷につながるため、このやり方では思うように発光強度を上げることができません。

そこで、私たちは新たな方法として、レーザー出力を上げるのではなく、マイクロ波を導入することで、プラズマの発光強度を補うことを考案しました。マイクロ波によりプラズマ発光を長時間持続させ、時間積分することで発光量を稼ぐのです。従来、マイクロ波を伝送する

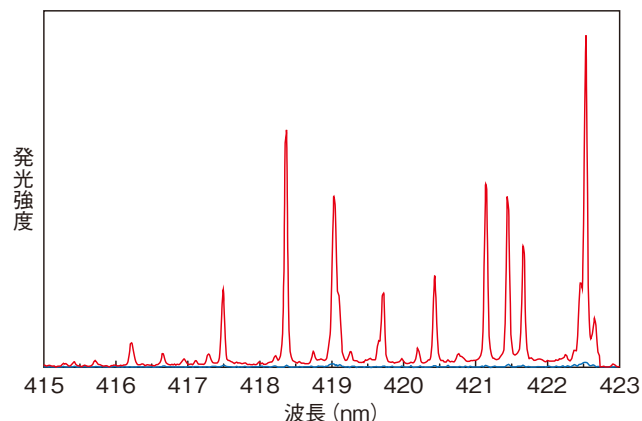


図1-7 発光スペクトル (試料は酸化ガドリニウム)
—線はレーザー照射のみでマイクロ波が無い場合、—線はマイクロ波を入力した場合で、発光量が約 50 倍増倍しました。

のに伝送損失が少ないことから金属製の導波管を使っていましたが、導波管は自由に曲げられず、炉内などの狭い場所に伝送するのは困難です。そこで、損失が多少あっても小型化や自由度を優先して、曲げられる同軸ケーブルを用いることにしました。また、プラズマとの相互作用部で、マイクロ波の電場を高くするため従来用いられていた共振器を無くし、ケーブルの先端に付けた電極をプラズマに近づけるだけの手法を考案しました。これによりシステムがシンプルになり、自由度も高く操作性も良いシステムを構築できました。

図1-6 (a) は試作した電極で、外径が約 6 mm の半剛性の同軸ケーブルの先端の芯線に 25 mm 程度導線を付け、スパイラル状に巻いています。巻かなくても増倍効果は得られますが、巻いた方が、先端がふらついたりせず、安定でしかもコンパクトになると考えました。図1-6 (b) (c) は電極の先端で発光している様子を示したもので、マイクロ波を入力すると発光が強くなっているのが分かります。図1-7 は取得した発光スペクトルの例で、導入したマイクロ波はピーク出力 1.3 kW、パルス時間幅 1 ms です。マイクロ波を入れない場合は、プラズマの発光は約 10 μ s 程度で消滅しますが、マイクロ波を入力することで数 100 μ s ~ 1 ms 程度まで発光を持続することが可能となりました。この効果によりマイクロ波を入力しないときの約 50 倍の発光量が得られました。コンパクトでシンプルかつ高感度・高分解能なシステムへ一歩前進しました。

(大場 正規)

●参考文献

Oba, M. et al., Development of Microwave-Assisted, Laser-Induced Breakdown Spectroscopy without a Microwave Cavity or Waveguide, Japanese Journal of Applied Physics, vol.59, no.6, 2020, p.062001-1-062001-6.

1-4 ロボット試験用水槽の昇温挙動を明らかにする —利用者ニーズに応じた施設利用のための実験と解析—



図1-8 ロボット試験用水槽

水中ロボット等の試験に必要な水中環境が構築できます。ロボットの動作を水面上からだけでなく、側面の観察窓からも確認できるほか、水温の調節や塩水などへの水質変更が可能です。また、水槽には80 tの水が入るため、水温調整に必要な時間を合理的に設定することが必要です。

楢葉遠隔技術開発センター (NARREC) は、東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置のための遠隔操作ロボット等の試験を行うモックアップ施設として、2016年4月の本格運用開始時から多くの利用者を受け入れています。その設備の一つにロボット試験用水槽があります (図1-8)。

本水槽は円筒形 (内径4.5 m、水深5 m) のステンレス鋼をポリスチレン断熱材で覆った構成となっており、付帯設備の温水器によって熱した温水を供給・循環させることで、水温を室温から60℃まで調節することが可能です。満水状態では約80 tの水温を調節することから、室温から60℃に昇温するために約1日、60℃から20℃に降温 (自然放熱) するには約10日間を要することが実測されています。

このため、水温調節時間を考慮した利用スケジュールを組んで対応する必要があります。加えて、夏季・冬季の気温や湿度の違いにより、水槽の外壁、底面及び水面からの放熱挙動が変化し、水温調節時間が変動するため、これらの条件を踏まえた合理的な水温調節時間の評価を行うことが課題でした。この対策として、雰囲気条件と水槽の構造をもとに、水槽からの放熱挙動をモデル化した温度挙動評価法を検討し、水槽の昇温及び降温評

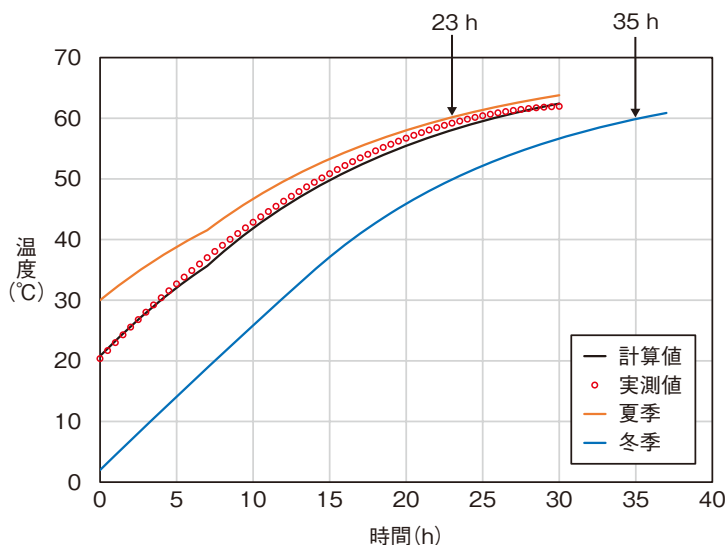


図1-9 室温から60℃まで昇温した際の実測値と計算値

実測値は6月時に測定したデータを示しています。また、計算値は実測時の条件に揃えたもの、夏季と冬季のそれぞれの気温、水温、湿度を考慮したものを示しています。開発したコードは実測値を良く再現することができ、これにより、季節ごとの温度設計が可能となりました。

価用コードを開発しました。

図1-9には、実際に本水槽を20℃から60℃まで上昇させた際の実測値と、開発したコードによる計算値、さらに夏季と冬季で60℃まで昇温させた条件での計算値を示しています。計算の条件は、実測値は気温24.7℃、水温20.8℃、湿度50.0%とし、夏季は気温35.7℃、水温30.0℃、湿度80.0%、冬季は気温5.0℃、水温2.0℃、湿度20.0%としています。以上のことから、本コードが実測値を良く再現することを確認できました。また、夏季と冬季で60℃になるまで、それぞれ23時間、35時間半要すると評価されました。このほか計算においては、温度を保つためには水槽上部をシート等で覆うことで放熱が抑えられることや、降温する際は水槽付帯の排気ダクトを併用することで降温時間が約半分になることが定量的に分かりました。

以上のことから、本コードを用いることによって季節による昇温挙動の違いを評価できるようになり、施設利用の準備期間検討が可能となりました。なお、本件に係る詳細情報は JAEA-Technology 2018-009、2018-013 及び 2019-018 にて閲覧できます。

(荒川 了紀)

●参考文献

荒川了紀ほか、ロボット試験用水槽の温度挙動に及ぼす影響因子、JAEA-Technology 2019-018, 2020, 157p.

1-5 調査画像から炉内構造物の立体モデルの構築を目指す —廃止措置の遠隔操作支援に向けた映像解析技術の開発—

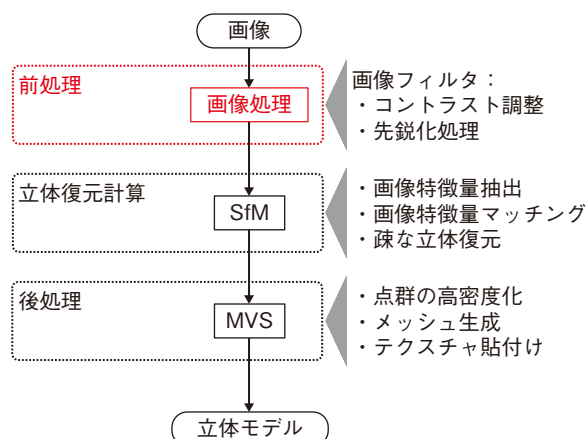


図1-10 立体モデルの生成プロセス

画像を入力し、前処理（画像処理）、立体復元計算（SfM）、後処理（MVS）のプロセスを経て、立体モデルを生成します。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の廃止措置では、作業者の被ばくなどを低減するため、多くの作業に遠隔機器が活用されています。しかし、遠隔機器の操作は、主に搭載カメラの映像をもとに行うため、周囲状況の把握が難しい場合があります。このような周辺環境の認識不足が原因で、遠隔機器の転倒やケーブルの切断などのトラブルが発生しています。このため、周辺状況を把握することは、遠隔機器による調査や廃炉作業の計画策定において重要な作業となります。そこで本研究では、遠隔機器の操作者支援のために、遠隔機器により撮影された画像を用いた作業環境内の構造物の立体復元手法の開発を行っています。

まず、立体復元手法の廃炉現場の作業環境への適用の可能性を評価するため、1Fの原子炉格納容器（PCV）内に投入された遠隔機器により撮影された画像を用いて分析を行いました。用いた画像は、東京電力のウェブサイト上で公開されているPCV内部調査の動画より抽出しました。分析の結果、得られた画像はコントラストが低く、不鮮明であるため、立体復元計算に必要な画像特徴量が抽出されにくいことが分かりました。画像特徴量とは、構造物のコーナーやエッジなどから抽出された特徴点を表す局所的な情報です。この画像特徴量の抽出が十分に行うことができなければ、従来の立体復元手法では精度よく立体モデルを生成することができません。

そこで、画像の特徴を捉えやすくするため、画像をそのまま使用するのではなく、画像にフィルタ処理（画像処理）を行い、画像特徴量をより抽出しやすくするための改良を行いました。画像処理としてコントラスト調整及び先鋭化処理を行い、そのパラメータを最適化する

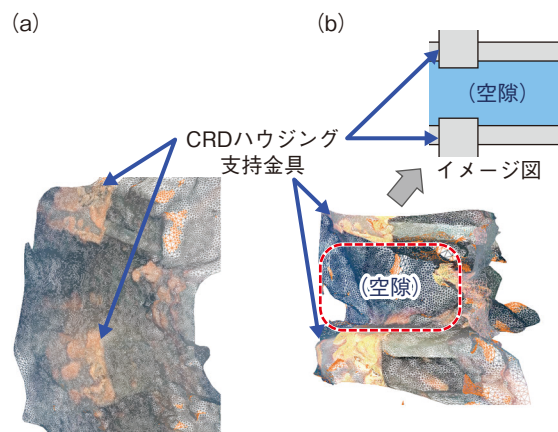


図1-11 復元された立体モデル

(a) 原画像から復元された立体モデル及び (b) 前処理を行った画像から復元された立体モデルです。調査時に得られた画像に前処理を行うことで、立体モデルの生成を精度良く行えることが示されました。

ことで画像特徴量の抽出数が改善することを確認しました。このような前処理を行った画像に対し、Structure from Motion (SfM) の技術を適用して立体復元を行うこととしました。SfMでは、各画像から抽出された特徴量に基づいた画像間の対応付けを行い、三角測量の原理に基づいて特徴点の位置を三次元空間上に復元します。しかし、1Fの調査画像で得られる特徴点の密度は低く、対象物の構造を視認することが難しいことが確認できました。そのため、視認性を向上させるために、Multi-View Stereo (MVS) の技術を後処理として応用しました。MVSにより、立体復元計算により得られた三次元点群の高密度化、メッシュの生成、テクスチャの貼付けを行い、最終的に立体モデルを生成しました。ここで開発した立体モデル生成のプロセスを図1-10に示します。

導入したプロセスの効果を確認するために、PCV内部調査の動画から抽出した画像を用いて、検証を行いました。原画像から復元された立体モデルは凹凸が少なく、曲面のように形成されました（図1-11(a)）。それに対して、前処理を行った画像から復元された立体モデルは、制御棒駆動機構（CRD）ハウジングの支持金具間の空隙が再現され、より立体的に復元されていることが確認できます（図1-11(b)）。この結果から、前述の前処理を適用することで、より精度よく立体モデルの復元が可能となることが示されました。

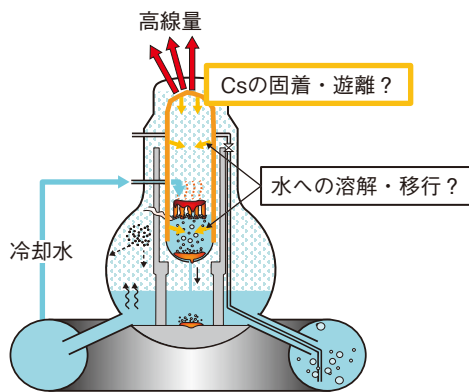
現在、遠隔機器の操作者へリアルタイムで立体モデルの映像を提示するための技術開発を進めており、1F廃止措置の推進に寄与していきたいと考えています。

（羽成 敏秀）

●参考文献

Hanari, T. et al., 3D Environment Reconstruction Based on Images Obtained by Reconnaissance Task in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, E-Journal of Advanced Maintenance, vol.11, no.2, 2019, p.99-105.

1-6 重大事故時に構造材に吸着したセシウム特性を探る ー理論計算によるセシウム化合物の熱力学特性の予測と検証ー



施設内の線量評価や除染技術開発に必要な、Cs吸着挙動に関する知見は不十分

図1-12 過酷事故時におけるCsの移行挙動
事故時のCsの移行挙動で水相への移行の他、構造材への化学吸着による固着が考えられます。

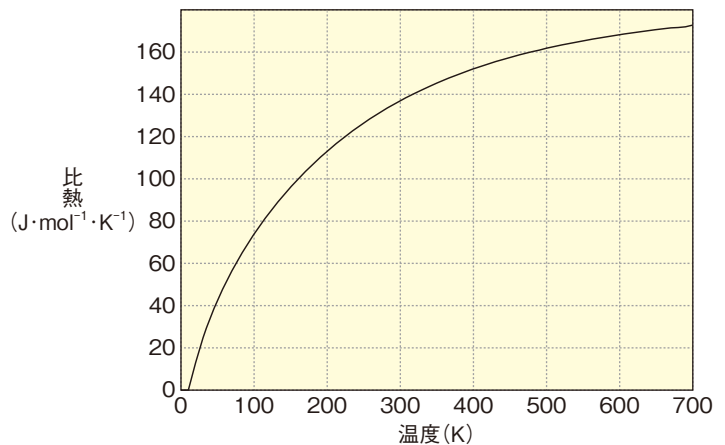


図1-14 CsFeSiO₄の比熱の計算結果
CsFeSiO₄の比熱の計算結果で、有限温度の熱力学特性を予想することができ、報告例がないCsFeSiO₄の熱力学特性を初めて評価できました。

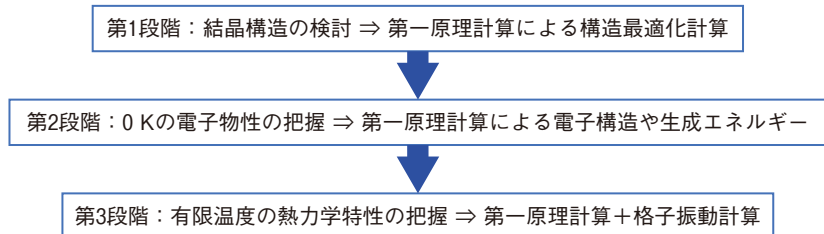


図1-13 第一原理計算と格子振動計算による熱力学特性の計算プロセス

東京電力福島第一原子力発電所（1F）で発生したような重大事故（SA）では炉心溶融、原子炉容器の破損等の結果、核分裂生成物（FP）が原子炉建屋内や環境中に放出されます。事故時対応や避難計画策定、事故後の廃炉作業工程策定等のため、FPの放出や移行の挙動を把握し公衆及び作業員の被ばく評価を精度良く行う必要があります。FP放出・移行挙動は、どのような化学反応を生じてどのような性状の化学種となるか等の化学挙動に依存します。セシウム（Cs）は、図1-12のようにSA時に原子炉内の構造材と高温で化学反応を生じ化学吸着により固着し炉内で主要な放射線源となります。Cs化学吸着挙動の解明には化学吸着に際し形成される化学種について検討が必要です。

このような化学種の検討のため、構造材であるステンレス鋼（SS）へのCs化学吸着実験を系統的に実施しました。その結果、化学吸着に際してSS中に含まれる鉄（Fe）やケイ素（Si）と反応して、CsFeSiO₄やCsFeO₂、Cs₂Si₄O₉等の化合物が形成されることを確認しました。SA時の化学種の予測には、これらの化合物の熱力学データを用いて化学平衡計算を行います。一方、この予測に必要なCsFeSiO₄の熱力学データは報告例が

ありませんでした。

そこで、本研究では、測定データを必要とせず、簡便に熱力学特性を予測できる可能性のある第一原理計算と格子振動計算を組み合わせた手法を試みました。計算手法としては、図1-13のようなプロセスで、第一原理計算により0 Kの結晶構造を検討し電子物性を把握して、これに基づき格子振動計算を行い、有限温度の熱力学データを計算しました。その結果を報告例のあるCs₂Si₂O₅やCs₂Si₄O₉の標準生成エンタルピーや標準エントロピー、比熱の温度変化等の熱力学データと比較して、本研究で用いた計算手法の妥当性を検証・確認しました。さらに、この手法をCsFeSiO₄に適用して、報告例のないCsFeSiO₄の熱力学データを初めて予測できました。この一例として比熱の計算結果を図1-14に示します。

本研究により、構造材に化学吸着したCsの化学種の計算による予測が可能となりました。今後は、実験結果との比較検討をより詳細に行い、計算手法の高精度化を進めていきます。これにより、より精度の高い1F炉内の被ばく評価の実現に貢献していきます。

（鈴木 知史）

●参考文献

Miradji, F., Suzuki, C. et al., Cesium Chemisorbed Species onto Stainless Steel Surfaces: An Atomistic Scale Study, Journal of Physics and Chemistry of Solids, vol.136, 2020, p.109168-1-109168-9.

1-7 ジオポリマーのガンマ線照射による水素放出 ー水で飽和した大型試料における水素放出抑制ー

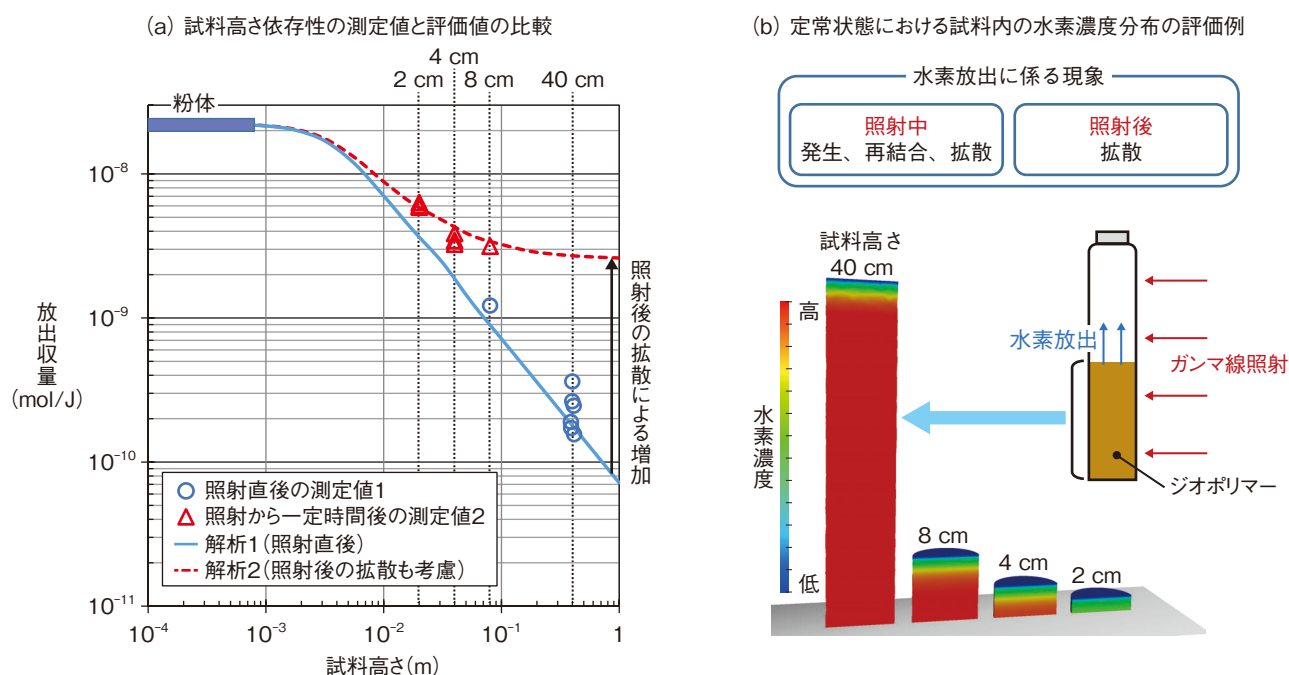


図 1-15 水素放出収量の試料高さ依存性の測定結果及び評価モデル

相対湿度 100% で水飽和したジオポリマー試料を照射して、試料から放出された水素ガスの収量を測定した結果 (a)、粉体よりも円筒形試料の収量が小さくなりました。照射中に発生した水素の一部が、試料表面へ拡散する経路で再結合により消費されるというモデル (b) で評価すると、照射直後は (a) 解析値 1 となり、測定値 1 を再現できました。照射後は水素拡散のみ進行するので、測定値 2 は解析値 2 に近づきます。

ジオポリマーは無機アルミノケイ酸塩の一種で、常温でセラミック質の固体を形成します。近年、ジオポリマーを種々の放射性廃棄物の固型化に用いることが提案されています。ジオポリマーは他の固型化剤と比較して、高温で高アルカリ性、廃棄物との両立性、ケイ酸塩種との沈殿作用などにおいて優れており、対象廃棄物はスラッジ、樹脂、金属、ゼオライト、セシウムやストロンチウム塩、有機廃液に及びます。放射性廃棄物の固型化において、放射線による固化体からの水素ガス放出は安全上の主要な懸念因子です。ジオポリマー材で固型化する場合、材の多孔質構造中に多量の水が存在するため、水の放射線分解による水素発生が特に重要な因子となります。本研究では、ジオポリマー材単独またはゼオライト（模擬廃棄物）を含むジオポリマー固化体を、水飽和度と試料サイズを変えてコバルト 60 ガンマ線で照射し、容器内に放出された水素ガス濃度を照射後に測定しました。試料が 1 J の放射線エネルギーを吸収したときに放出された水素分子の mol 数を水素放出収量とし、水で飽和した粉体、円筒形 2、4、8 及び 40 cm 長の試料に対してプロットした結果が図 1-15 (a) です。試料が大きくなるにつれて水素放出収量は減少しました。円筒形 40 cm

長さでの放出収量は 1.9×10^{-10} mol/J であり、粉体試料の放出収量 2.2×10^{-8} mol/J よりも 2 桁小さい値です。

測定結果を解釈するため、ジオポリマー中での水素の発生 (Production)、再結合 (Recombination) 及び拡散 (Diffusion) 挙動を考慮した PRD モデルを作成して評価を試みました。図 1-15 (b) にモデルのイメージを示します。照射中は、ジオポリマー細孔内にある水の放射線分解により水素ガスが発生しますが、試料表面への拡散経路で他の放射線分解生成物と反応（再結合）して一部が消費されます。発生－再結合－拡散が定常状態に至ると、試料表面の水素濃度が低く、試料深部の水素濃度が高い分布になると考えられます。照射直後の水素収量を評価した結果が図 1-15 (a) の—線ですが、測定値を再現しています。図 1-15 (a) の---線は照射後に試料内の水素が全て拡散放出した場合の評価ですが、照射してから一定時間後の収量測定値を再現しています。

以上のように、ジオポリマー中の拡散係数が既知であれば、モデルは水素放出量を水飽和度の関数として再現でき、試料サイズ 40 cm までの放出量を予測できることが分かりました。

(山岸 功)

●参考文献

Cantarel, V., Yamagishi, I. et al., On the Hydrogen Production of Geopolymer Wasteforms under Irradiation, Journal of the American Ceramic Society, vol.102, issue 12, 2019, p.7553-7563.

1-8 福島第一原子力発電所 1～3号機における事故進展を探る —国際ベンチマーク解析から得られた知見—

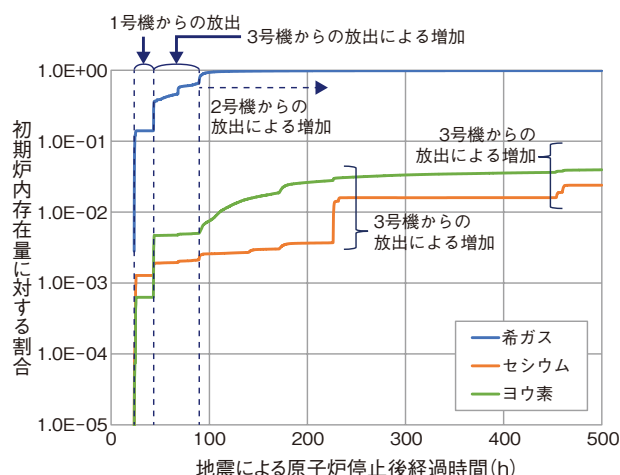


図1-16 環境中に放出された主要FPの総量（解析結果）
THALES2/KICHEコードによる解析では、水相中におけるヨウ素の化学反応を考慮しています。そのため、気相中に移行しやすい分子状ヨウ素や不純物として存在する有機物との反応による有機ヨウ素が生成され、比較的高い環境中への放出割合が予測されました。

経済協力開発機構／原子力機関(OECD/NEA)は東京電力福島第一原子力発電所(1F)の事故に関するベンチマーク解析「BSAF」プロジェクトを2012年から2018年まで2期にわたり実施しました。第1期では地震発生後1週間における事故進展に基づいた原子炉圧力容器(RPV)及び格納容器(CV)内部状況の推定、第2期では地震発生から3週間までを対象にした事故進展、核分裂生成物(FP)のプラント内移行挙動、環境に放出されるFPの化学形や放出量及びそのタイミング(ソースターム)の推定を主たる解析目的としました。本プロジェクトでは、各国の参加機関が共通の境界条件を用いる解析の他に、事故進展やFP移行挙動との関連性が高いと考えられる特徴的な観測データの再現に向けた解析を実施し、各機関の結果を集約することで確からしい事故シナリオの検討を行いました。

原子力機構では、独自のシビアアクシデント総合解析コードTHALES2/KICHEを用いて1～3号機までの事故進展、FP移行挙動及びソースターム解析を行いました。環境中に放出された希ガス、セシウム及びヨウ素の積算量に関する解析結果を図1-16に示します。例えば1号機では、特定の真空破壊弁が設置されている配管や排気筒下部近傍で高線量率が観測されたことから、この状況は圧力抑制室の圧力を圧力差でドライウェルに逃がす真空破壊弁が完全に閉まらなくなることで、FPを

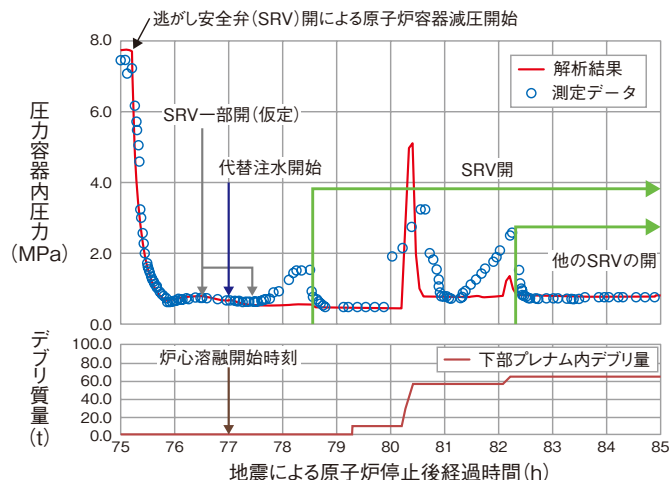


図1-17 2号機原子炉容器内で観測された圧力上昇とその原因の考察

観測された三つの圧力上昇は、この期間の解析において溶融燃料と炉内構造物が混合したもの（以下、デブリ）が、水が残っている下部プレナムに段階的に移行していることから、デブリと水の相互作用により生じた水蒸気や水素が寄与したと考えています。

含んだドライウェルの気体の一部がFP除去機能を持つ圧力抑制プールを経由せずに放出されることで生じたと仮定した解析を行いました。2号機に関しては、地震による原子炉停止後から約76時間後に観測されたRPV内の三つの圧力上昇に対応してサイト外の空間線量率が増えたことから、事故進展を探る重要な手掛かりとなり得ると考え、図1-17に示すようにその原因を推察しました。このような1F事故の観測データを参照した長期間の解析を通じ、THALES2/KICHEの解析の安定性や、多様な事故対応のモデル化等に係わる解析技術を向上させることができました。

各機関の解析結果を集約し、例えば1号機については、事故発生初期の外部からの注水が有効でなかったこと、溶融炉心がほぼ格納容器に放出されていることなどが合意されました。一方、RPV内炉心溶融モデルや溶融炉心／コンクリート相互作用モデルの不確かさが大きいこと、また、長期的なFP挙動に関して、一旦構造物表面等に付着・捕捉されたFPの再移行モデルが不十分であることも指摘されました。このような課題に対応しつつ、事故進展理解のさらなる深化を図るため、私たちは、BSAFの後継としての役割を持つOECD/NEAの1Fの原子炉建屋及びCV内情報の分析「ARC-F」プロジェクトに参加するとともに、その運営を担っています。

(玉置 等史)

●参考文献

- Tamaki, H. et al., Analysis for the Accident at Unit 1 of the Fukushima Daiichi NPS with THALES2/KICHE Code in BSAF2 Project, Proceedings of 18th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-18), Portland, U.S.A., 2019, p.72-82, in USB Flash Drive.
- Tamaki, H. et al., Analysis for the Accident at Unit 2 of the Fukushima Daiichi NPS with THALES2/KICHE Code in BSAF2 Project, Proceedings of 18th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-18), Portland, U.S.A., 2019, p.100-111, in USB Flash Drive.
- Ishikawa, J., Tamaki, H. et al., Analysis for the Accident at Unit 3 of the Fukushima Daiichi NPS with THALES2/KICHE Code in BSAF2 Project, Proceedings of 18th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-18), Portland, U.S.A., 2019, p.536-547, in USB Flash Drive.

1-9 溪流魚中のセシウム濃度変化の原因を探る ー森林から溪流魚に至る異なる三つの経路ー

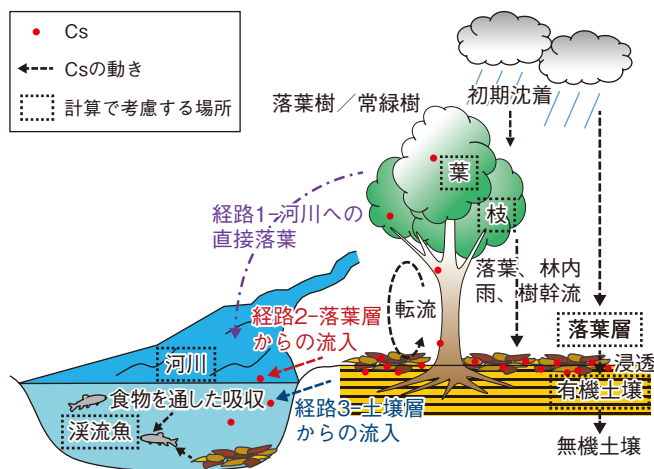


図1-18 森林内のCsの動きと溪流魚への移行の概念図及びモデルで考慮した場所

森林内では樹木から地面へ、地面では落葉層から土壌層へCsが緩やかに移動しています。Csの河川水を通じた溪流魚への移行経路として、河川への直接落葉、落葉層からの側方流入、土壌層からの側方流入の三つの経路が考えられます。モデルでは森林内の各場所（例えば、葉、落葉層、河川など）の間の移動を計算し、Cs濃度の時間変化を求めます。

福島県で採取される天然淡水魚の放射性セシウム(Cs)濃度は時間とともに着実に低下し、出荷制限等の解除が進んでいます。淡水魚のうち溪流に生息する魚(以下、溪流魚)に取り込まれるCsは森林から供給されと考えられますが(図1-18)、森林全体でのCs量の低下する速さに比べて溪流魚中のCs濃度の方が早く低下することの原因は不明であり、Csが森林のどこから供給されるのかが把握できていませんでした。

そこで本研究では、森林内のどの場所からのCsが溪流魚に移行しているのかを検討するために、東京電力福島第一原子力発電所(1F)事故後に蓄積された環境モニタリングデータ及び今回新たに開発したシミュレーションモデルを利用し、Csの森林内での動き及び河川への移動、溪流魚への取込みの経路を分析しました(図1-18)。シミュレーションモデルでは、森林内の葉、枝、落葉、土壌や、河川の水、魚など、環境中でCsが存在する場所に着目します。まず、調査研究の結果に基づき、一つの場所(例えば、葉)から別の場所(例えば、落葉層、河川など)へ移動する速さを求めます。環境中の様々な場所から別の場所への移動を、環境全体で一度に計算し、これを繰り返していくことで、時々刻々と変わる環境中の各場所におけるCsの濃度を求めることができます。この分析の結果、溪流魚のCs濃度の低下傾向が、樹木から落葉層、落葉層から有機土壌層へ向かう

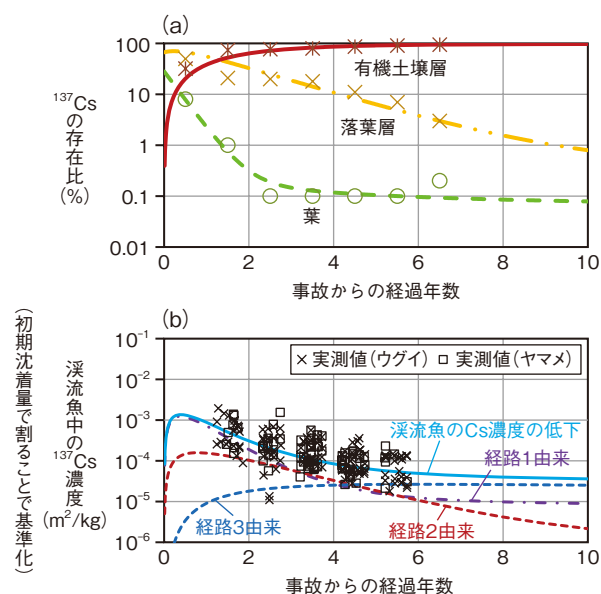


図1-19 シミュレーション結果の実測値との比較

森林内の各場所の(a) ^{137}Cs 存在比は、葉や落葉層で時間とともに低下し、土壌層では上昇していることが分かります。溪流魚中の(b) ^{137}Cs 濃度は、それらの影響を反映し、葉・落葉層・土壌層からの寄与割合が時間とともに変化しながら低下していると考えられました。

森林内でのCsの動きと関係することを明らかにしました(図1-19(a)(b))。具体的には、森林から河川そして溪流魚へ移動するCsの経路は、樹木から河川に直接落葉し溶出する経路(経路1)、落葉層から河川へ溶出あるいは流出する経路(経路2)、有機土壌層から表層水・地下水を通して河川へ溶出する経路(経路3)が組み合わさっていることを明らかにしました(図1-19(b))。

森林全体でのCs量の低下する速さに比べて溪流魚中のCs濃度のほうが早く低下する理由として、1F事故からの時間の経過に伴う葉や落葉層に含まれるCs濃度の急速な低下(図1-19(a))により、経路1、2による河川へのCs供給量が低下していることが主な原因と考えられます(図1-19(b))。今後、時間の経過とともに、相対的にCs含有量が多い有機土壌層からの寄与(経路3)が大きくなると考えられます。また、有機土壌層内ではCsは緩やかに深さ方向に移動しながら無機土壌層に吸着されることが想定されます。このため、有機土壌層内でのCsの動きや存在状態を理解することが、溪流魚のCs濃度の将来予測において重要になると考えられます。

本成果による溪流魚中のCs濃度の変動メカニズムの解明は、福島県で採取される天然の淡水魚の出荷制限等解除に役立つものと期待しています。

(操上 広志)

●参考文献

Kurikami, H. et al., Numerical Study of Transport Pathways of ^{137}Cs from Forests to Freshwater Fish Living in Mountain Streams in Fukushima, Japan, Journal of Environmental Radioactivity, vols.208-209, 2019, p.106005-1-106005-11.

1-10 動植物に含まれるトリチウムの分析を早く簡単に ー海産物中の有機結合型トリチウム (OBT) 迅速分析手法の開発ー

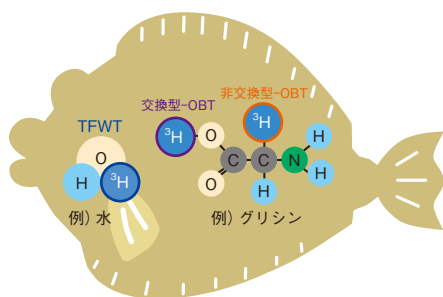


図1-20 生体中のトリチウムの化学状態

トリチウムは、生体内で組織内自由水 (TFWT) と有機結合型トリチウム (OBT) の状態で存在します。

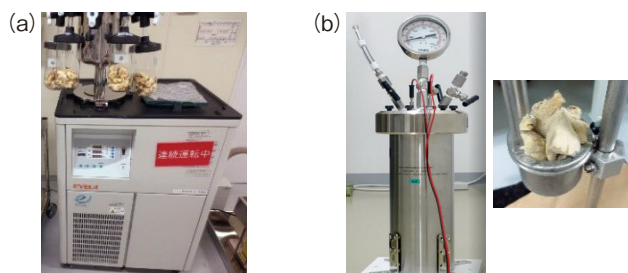


図1-21 (a) 凍結乾燥機と (b) 迅速燃焼装置

(a) 凍結乾燥機では、ヒラメ試料から TFWT と乾燥試料の回収を行いました。試料を細かくし、乾燥時間を短くしています。(b) 迅速燃焼装置では、(a) で得られたヒラメの乾燥試料 (右図) を燃焼させ有機物を水に分解し、OBT を回収しました。

表 1-1 採取されたヒラメのトリチウム濃度

公定法と本文で示した迅速法で測定し、1 Bq/kg 未満の検出下限値が確認されました。現在のヒラメにはトリチウムは検出されませんでした。

No.	前処理方法	採取日	乾燥試料量 (g)	TFWT (Bq/kg 生)	DL	OBT (Bq/kg 生)	DL
1	公定法	2015.11.25	120.0	ND	0.84	ND	0.15
2	公定法	2016.12.22	115.9	ND	0.19	0.04 ± 0.02	0.04
3	公定法	2016.12.22	115.9	ND	1.02	ND	0.18
4	迅速法	2016.12.22	50.7	ND	0.96	ND	0.16
5	迅速法	2016.12.22	10.8	ND	0.96	ND	0.73
6	迅速法	2018.12.18	11.5	ND	0.90	ND	0.84

DL：検出下限値 ND：検出下限値未満

緊急時のモニタリング手法を確立することは、環境影響を評価する重要な手段となります。その放射性物質の一つに水素の同位体であるトリチウム (^3H) がありますが、環境中のトリチウムは水の状態だけではなく有機物としても存在しています (図 1-20)。β線の測定は、トリチウム水に変換する必要がある、タンパク質などの有機物の状態で存在している有機結合型トリチウム (OBT) の場合は、乾燥工程により生物の組織内自由水に含まれるトリチウム (TFWT) を除去した後に有機物を燃焼し水を回収するといった前処理を施す必要があります。前処理方法は文部科学省のマニュアル (公定法) でまとめられていますが、前処理工程に時間と技術的な能力が必要となります。モニタリングの信頼性の向上のためには測定件数を増やすことが重要ですので、前処理工程の時間を短縮させ、技術的に簡便な方法を開発することが必要と考えました。

今回は、福島県沖のヒラメを試料として用い、モニタリングの評価を想定した検出限界 (1 Bq/kg) を目標とした前処理手法を開発しました。複数ある前処理工程の中で、組織内自由水を分離するための凍結乾燥の工程と有機物を水にする燃焼の工程に着目しました。凍結乾燥 (図 1-21 (a)) の工程においては、試料の 1 辺を 1 cm 程度の大きさにすることにより表面積を大きくし、乾燥

時間の短縮を図りました。その結果、従前は 2 週間程度かかる乾燥工程が 4 日程度に短縮しました。燃焼工程においては、国内では運用例が少ない迅速燃焼装置 (図 1-21 (b)) を採用しました。この装置は、試料が少ない場合に処理が早い利点があります。この装置で生成させた水の回収工程において、アンモニアなどの余分なガスの分離工程に着目し、分離せずに測定試料として同時回収するように改良し、冷却・ガス抜き・加温工程の簡素化を行いました。その結果、通常は 1 週間程度かかる工程が 1 日程度に短縮しました。ヒラメの乾燥試料 10 g を燃焼させると 5 mL の燃焼水が得られることから、液体シンチレーション検出器による ^3H 測定の検出下限値や、乾燥による重量減少等を考慮すると、生体試料中の OBT の検出下限値として 1 Bq/kg 生未満の値を得ることができました (表 1-1)。

今回開発した迅速分析手法については、毎年国際機関主催の同一試料の分析結果相互比較試験に参加して、その信頼性を確認しています。

これらの研究成果が認められ国際原子力機関 (IAEA) の依頼に基づき、前処理の装置設置と手法について、IAEA のエンジニアに対する技術指導を行いました。

(藤原 健壮)

●参考文献

Kuwata, H., Fujiwara, K. et al., Rapid Tritium Analysis for Marine Products in the Coastal Area of Fukushima, Radiation Environment and Medicine, vol.9, no.1, 2020, p.28-34.

1-11 除染した後の線量率はどう変化するか

ー長期モニタリングデータから明らかとなった土地利用形態の影響ー

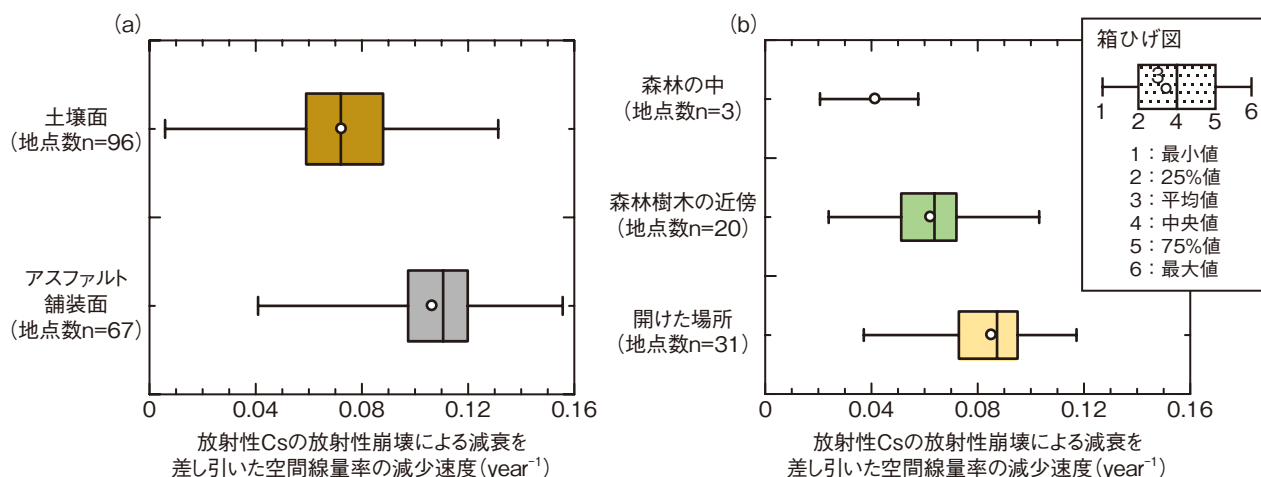


図1-22 箱ひげ図による放射性Csの放射性崩壊による減衰を差し引いた空間線量率の減少速度の分布

全ての地点の空間線量率は、放射性Csの放射性崩壊による減衰以上に減少しました。この減少速度は、(a) 土壌面よりもアスファルト舗装面の方が大きいこと、(b) 森林の中で小さく、森林からの距離が離れるにつれて大きくなることが分かりました。

東京電力福島第一原子力発電所(1F)事故後、1F周辺では、住民の外部被ばく線量を低減するための除染が行われてきました。除染した後の空間線量率の減少傾向は、帰還した住民の将来の外部被ばく線量の推定や低減対策のための重要な情報になります。1F事故後、様々なモニタリングが実施され1F周辺の広い範囲にわたって空間線量率の減少傾向が評価されています。それらの結果から、定性的には、住宅地や水田では空間線量率の減少が早く、森林では減少が遅いなど、土地利用の違いが空間線量率の減少に大きく影響することが分かってきます。しかし、これらの調査では、除染・未除染の区別、避難指示区域(帰還困難区域及び居住制限区域)内外の区別がなされておらず、人間活動の影響について定量的な評価がなされていませんでした。そこで、本研究では、人間活動の限られた避難指示区域内の除染が行われた場所に焦点を当て、空間線量率の減少傾向を評価しました。

調査は、2012年11月から2016年11月までの4年間、除染済みの6ヶ所のフィールド(川俣町、浪江町、川内村、富岡町、大熊町下野上、大熊町夫沢)で行いました。それらのフィールドにおいて、地表1m高さの空間線量率を1ヶ月～3ヶ月ごとに計163ヶ所で定期的に測定し、調査期間中の放射性セシウム(¹³⁴Cs、¹³⁷Cs)の放射性崩壊による減衰を差し引いた空間線量率の減少速度を算出しました。算出した減少速度は0.0058～0.16 (year⁻¹)の範囲に分布し、放射性Csの放射性崩壊による減衰以上に空間線量率が減少したことが明らかとなりました。

これらの結果について、163ヶ所の測定場所を地表面の状況や森林からの距離等による特徴に弁別し、詳細な

考察を行いました。図1-22(a)は、地表面の違いが減少速度に及ぼす影響を調べるために、土壌面とアスファルト舗装面に分けて減少速度の分布を示したものです。この図から、空間線量率は、土壌面、アスファルト舗装面ともに放射性Csの放射性崩壊による減衰以上に減少すること、土壌面よりもアスファルト舗装面の方が早く減少する傾向にあることが分かりました。この結果は、1F事故後の他の調査結果やチェルノブイリ原子力発電所事故後の調査結果と整合的です。その原因としては、土壌面では地中に放射性Csが移動していること、アスファルト舗装面ではそれ以上に降雨により水平方向に流出したことが考えられます。

図1-22(b)は、森林の中、森林樹木の近傍、森林が周囲に無い開けた場所の減少速度の分布を示したものです。減少速度は森林の中で最も小さく、森林からの距離が離れるにつれて大きくなることが分かりました。本調査の対象の森林は落葉広葉樹と常緑針葉樹の混合林です。1F事故後、放射性Csは常緑針葉樹の樹冠に沈着したと考えられます。その後、樹冠の放射性Csは徐々に林床へ移動し、これが追加的な放射線源となり森林の中の減少速度が比較的小さくなったと考えられます。一方、開けた場所では降雨の影響を直接受け、放射性Csの地中への移動が促進し減少速度が大きくなったと考えられます。

本研究の成果は、除染後に帰還した住民の外部被ばく線量の中長期的な将来予測に役立つ重要な知見となります。

(中間 茂雄)

●参考文献

Nakama, S. et al., Temporal Decrease in Air Dose Rate in the Sub-Urban Area Affected by the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant Accident during Four Years after Decontamination Works, Journal of Environmental Radioactivity, vols.208-209, 2019, p.106013-1-106013-8.

1-12 河川中での放射性セシウムの挙動解明のために —顕微鏡で見た川底の鉱物種と放射性セシウムの関係—

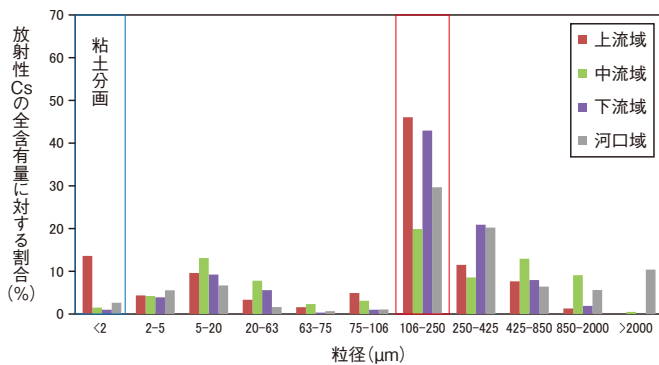


図1-23 河床土中の分画ごとの放射性Cs割合

細粒砂分画（106～250 μm：図中□枠）の放射性Csの含有割合が他の分画より大きいことが示されました。また、一般的に吸着するとされる粘土分画以外にも比較的多くの放射性Csが吸着していました。

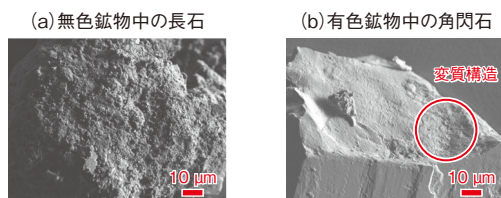


図1-25 走査型電子顕微鏡による鉱物表面の観察

(a) 無色鉱物中の長石、(b) 有色鉱物中の角閃石に風化変質を確認しました。

東京電力福島第一原子力発電所事故により放出された放射性セシウム（Cs）は、河川流域に沈着し、鉱物に吸着後、流水とともに下流域に移動すると考えられています。河川の底に堆積した河床土において、放射性Csを吸着する鉱物種を特定することは、将来の放射性Csの鉱物から河川水への溶出の程度や放射性Csの堆積挙動を予測するために必要な情報です。本研究では、福島県富岡川を事例として、上流から下流までの河床土及びダム底質中の鉱物種と放射性Cs濃度の分布を調べました。

富岡川における上流域から下流域にかけて、河床土を採取し、篩や沈降法により標準的な粒径区分（Wentworthの粒径区分を参考にした11区分）に分割しました。それぞれの区分の放射性Cs濃度をGe半導体検出器で測定し、各区分の存在量から放射性Csの総量に対する各区分に含まれる放射性Csの含有割合を求めたところ、細粒砂分画（粒径106～250 μm）における含有割合が最も大きいことが分かりました（図1-23）。これは、河床土中の細粒砂分画の存在量が他に比べて多いことが一因ですが、一般的に放射性Csを強く吸着する粘土鉱物以外にも放射性Csが含まれている可能性があるため、どのような鉱物に吸着されているのかを明らかにする必要がありますと考えました。

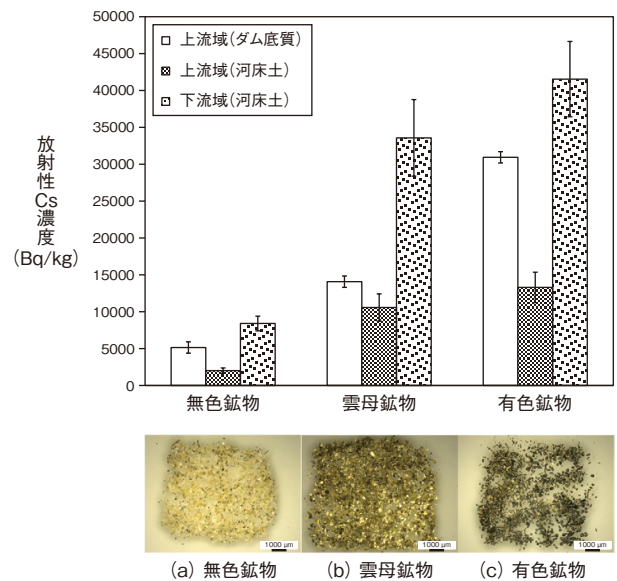


図1-24 ダム底質及び河床土中の鉱物ごとの放射性Cs濃度及び鉱物の区分

細粒砂分画中の鉱物を、(a) 無色鉱物、(b) 雲母鉱物、(c) 有色鉱物の3種類に区分しました。上流域から下流域まで、どの地点でも、過去の研究から強く吸着することが示唆されている雲母鉱物だけでなく、有色鉱物の放射性Cs濃度が高く、一般的に吸着しにくいとされている無色鉱物にも放射性Csが含まれることが分かります。

そこで、放射性Csを吸着している鉱物種を特定するため、実体顕微鏡を用いて形状・色に基づき、ハンドピッキングで分類後、X線回折法で鉱物種を同定した結果、無色鉱物（石英、長石）、雲母鉱物（パーミキュライト）、有色鉱物（角閃石、輝石、磁鉄鉱）の3種類に分類できました（図1-24 (a)～(c)）。それぞれの鉱物種の放射性Cs濃度を測定したところ、過去の研究から強く吸着することが示唆されている雲母鉱物だけでなく、有色鉱物にも放射性Csが同程度含まれることが分かりました（図1-24）。また、一般的に吸着しにくいとされている無色鉱物にも放射性Csが存在することが分かりました。放射性Csを吸着しにくいとされている有色鉱物及び無色鉱物について、走査型電子顕微鏡を用いて表面を観察すると、長石や角閃石の表面に風化変質構造（鉱物表面の粗さの増加等）が確認され（図1-25）、これらが放射性Csの吸着に寄与した可能性が考えられました。本研究を進展させ河川水系中での放射性Csと鉱物の吸着、脱離メカニズムを解明し、将来の放射性Csの動態の予測に貢献します。

本研究は、新潟大学との共同研究「放射性セシウムの環境動態に関わる鉱物学的研究」の成果の一部です。

（萩原 大樹）

●参考文献

Hagiwara, H. et al., Mineral Composition Characteristics of Radiocesium Sorbed and Transported Sediments within the Tomioka River Basin in Fukushima Prefecture, Journal of Environmental Radioactivity, vol.211, 2020, p.106042-1-106042-10.

1-13 分子シミュレーションでキノコの放射能濃縮の謎を探る ーキノコ色素ノルバジオン A のセシウム結合選択性の評価ー

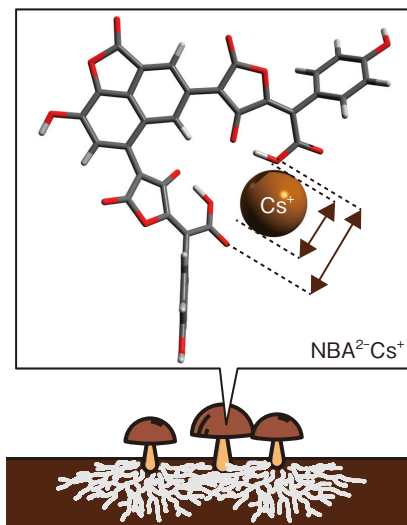


図1-26 キノコにおける放射性Cs濃縮の仕組み
キノコの傘部分に含まれる茶色い色素ノルバジオン A は Cs^+ と結合します。ノルバジオン A はハサミ型分子であり、ハサミの間隔が Cs^+ の直径と合致するとき結合はより安定となります。

東京電力福島第一原子力発電所事故により大気中へ放出された放射性セシウム (Cs) の一部は、山林においては土壌表層の菌類、地衣類、樹木等に保持され、特にキノコに濃縮することが分かっています。キノコにおける放射性Csの蓄積はチェルノブイリ原子力発電所事故後に指摘され、特に傘部分にある色素への濃縮が観察されています。キノコに含まれる色素分子の代表例はノルバジオン A (Norbadione A : NBA ($\text{C}_{35}\text{H}_{18}\text{O}_{15}$)) ですが、これはヨーロッパに生息するニセイロガワリや日本ではマツ林に発生するコツブタケ等に含まれる主要色素成分として知られています。ノルバジオン A はセシウムイオン (Cs^+) と選択的に結合すると考えられ (図1-26)、これまで実験研究が行われると同時に、古典分子動力学法を用いた理論研究も行われ、その選択的な結合のメカニズムが調べられてきました。 Cs^+ との選択的な結合の謎は未だ分かっていませんでしたが、私たちはノルバジオン A のハサミ型分子形状にあることをつきとめました。

そこで、本研究では、最新のより高精度な量子化学計算手法を用いて、ノルバジオン A と Cs^+ との結合分子の構造やその結合の形成エネルギーを計算し、生体内 (水中) での結合の強さを特徴づける結合自由エネルギーを求めました。一般に、生体内にはカリウムイオン (K^+)

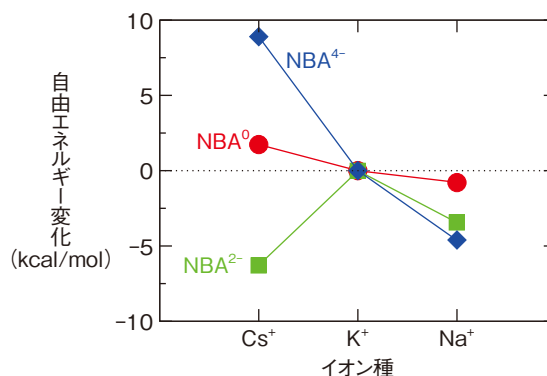


図1-27 水溶液中でのノルバジオン A のアルカリ金属イオン交換自由エネルギー変化

ノルバジオン A 分子と結合した K^+ が、 Cs 、 Na と置き換わる際の自由エネルギー変化 ($\Delta G_{\text{aq}}^{\text{exch}}$) を示します。ノルバジオン A の形として、 NBA^0 : 水素イオン (H^+) の解離なし、 NBA^{2-} : H^+ が二つ解離、 NBA^{4-} : H^+ が四つ解離、の三つを想定しています。結合の自由エネルギー変化が負であることは、より安定な結合に変化することを意味しています。

が多く含まれノルバジオン A 分子と結合していることから、 K^+ が Cs^+ と置き換わる際の自由エネルギー変化を計算することで、生体内でCsが蓄積する可能性を評価することができます。計算の結果、水素イオン (H^+) が二つ解離した NBA^{2-} に対しては、 Cs^+ は K^+ 、ナトリウムイオン (Na^+) よりもはるかに安定に結合することが分かりました (図1-27)。これはノルバジオン A にCsが選択的に結合されることを意味します。他のほとんどの生体分子はKとの結合がCsとの結合より安定ですが、ノルバジオン A ではCsとの結合が安定となります。また、計算からこの特異な性質はその分子形状によるものであることが分かりました。ノルバジオン A は図1-26のようにハサミ型分子であり、ハサミの間隔がCsのイオン直径と合致することがCs選択性の原因であることが分かりました。キノコの色素にはノルバジオン A の他、バジオン A 等のハサミ型類似分子がいくつか見られることが知られていますが、それらの特徴的な形 (ハサミ型の形) を持つ色素分子の存在がキノコにおける放射性Cs濃縮の一因として考えられます。

本研究は、原子力機構のスーパーコンピュータ「ICE X」を利用して得られた成果です。

(数納 広哉)

●参考文献

Suno, H. et al., Quantum Chemical Calculations for the Norbadione A Complexes with Cs^+ , K^+ , and Na^+ in Gas and Aqueous Phases, Chemical Physics Letters, vol.730, 2019, p.26-31.

1-14 福島第一原子力発電所から沿岸へ流出した放射性セシウム量を推定 —1F 事故から 9 年間で流出量はおおよそ 10 万分の 1 に減少—

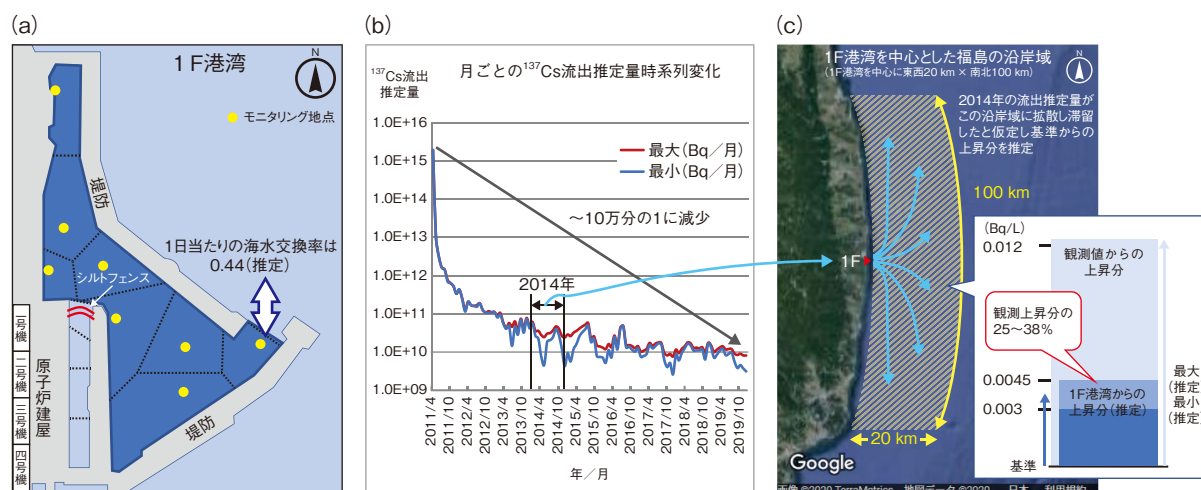


図 1-28 (a) 1F 港湾の模式図、(b) 月ごとの ^{137}Cs 流出推定量時系列変化及び (c) 1F 港湾を中心とした東西 20 km 南北 100 km の沿岸域 (a) 1F 港湾では 2013 年以降、黄色の点にてモニタリングが実施され、 ^{137}Cs 海水濃度がほぼ毎日公開されています。黒点線は各モニタリング地点を基にボロノイ分割を行った際の分割線です。(b) 1F 港湾から流出した ^{137}Cs 推定量の月ごとの時系列変化では、事故初期から比べるとおおよそ 10 万分の 1 に減少しました。(c) 1F 港湾を中心とした東西 20 km 南北 100 km の沿岸域の図では、2014 年の間に流出した ^{137}Cs がその沿岸域に一樣に拡散し滞留した場合、どの程度の海水濃度になるかを推定しました。その結果、1F 港湾からの流出分では基準濃度（事故前にその海域が示していた濃度）に対し 0.003 ～ 0.0045 Bq/L 程度しか上昇しません。しかし、観測された上昇分は 0.012 Bq/L であるため、1F 港湾からの寄与はその海域に対し 25 ～ 38% 程度であることが分かります。

東京電力福島第一原子力発電所 (1F) 事故により、放射性物質が環境中に放出されました。その一部は大気中を拡散し海や地上に降着しましたが、直接、汚染水として海洋にも放出されました。事故初期、放出された放射性物質により付近の海水の放射性物質濃度が高濃度となった他、海の表層に生息する魚の濃度が高い時期がありました。国及び東京電力ホールディングス株式会社 (東電) により、海洋への放出は抑制され、観測される濃度は速やかに減少し現在の放出量はごくわずかです。私たちは、事故初期から最近のわずかな量をも科学的に推定し環境への影響評価を試みました。

まず、海洋へ放出される放射性物質のほとんどが 1F 港湾から外洋に流れ出るものと推定し、港湾内の放射性セシウム量に注目しました。国及び東電は図 1-28 (a) に示した 8 地点でモニタリングを実施していることから、モニタリング地点を基準点とし、基準点間の垂直二等分線で領域を分割するボロノイ分割という手法で 1F 港湾を八つに分割し、各領域の海水量を計算しました。その海水量に各基準点で観測された放射性セシウム濃度を掛けることで各領域の放射性セシウム量が計算できます。ここで、もし観測濃度が検出限界値以下の場合には、真の濃度はゼロと検出限界値の間にあることから、その二つの値を使い、幅を持たせて推定します。それらの値を足し合わせることで、1F 港湾内 (図 1-28 (a) の領域) の放射性セシウムの総量が推定されます。次に、事故初期に

観測された濃度の減少率から、港湾内の海水が港湾外の海水と 1 日あたりに交換される割合 (海水の交換率) が推定されており、その交換率 (0.44) を、先ほど推定した放射性セシウムの総量に掛けることで、1 日当たりの流出量が推定されます。こうして求めた放射性セシウム (^{137}Cs) の港湾からの月ごとの推定流出量の変化を図 1-28 (b) に示しました (期間: 2011 年 4 月～2020 年 3 月)。ここで、観測濃度が検出限界値以下の場合に検出限界値を使って推定した値を最大、ゼロにした値を最小としています (真の値は最大-最小の間にあります)。図 1-28 (b) から分かるように、2018 年の時点で事故初期と比較すると、流出量はおおよそ 10 万分の 1 に減少しました。

次に、私たちは 2014 年の推定年間流出量を基に、その全てが図 1-28 (c) に示すような東西 20 km 及び南北 100 km の沿岸に一樣に拡散し滞留したと仮定し、海水濃度の上昇分を求めました。その結果、その沿岸域で実際に観測された上昇分に対し、1F からの流出による寄与は 25 ～ 38% 程度であることが分かりました。この推定では、図 1-28 (c) の領域内に一樣に拡散すると仮定しましたが、実際はより広く拡散することから、実際より高い寄与率を与えます。したがって、この結果は沿岸域の放射性セシウムの起源を考える際、他からの寄与 (例えば河川からの流出等) が無視できなくなる程、1F 港湾からの流出量が減少したことを意味しています。

(山田 進)

●参考文献

町田昌彦, 山田進ほか, 福島第一原発港湾からの放射性セシウム 137 の推定流出量の変遷—2011 年 4 月～2018 年 6 月までの 7 年間に渡る月間流出量の推定—, 日本原子力学会論文誌, vol.18, no.4, 2019, p.226-236.

1-15 放射性物質の大気放出と拡散状況を計算で再現する ー拡散計算の最適化手法の高度化により事故初期の正確な被ばく評価に貢献ー

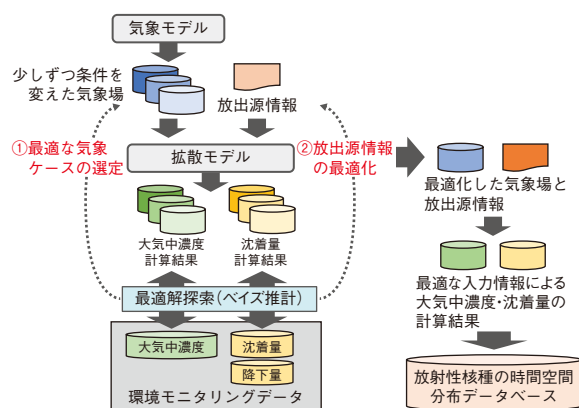


図1-29 大気拡散計算の最適化手法の概念図

少しずつ異なる多数ケースの気象場を作成するアンサンブル気象計算と、拡散計算結果と環境モニタリングデータから統計的に最適解を探索するベイズ推計を組み合わせることにより、放出源情報の最適化だけでなく、観測値の不足のため困難であった気象場の再現性の向上を可能としました。

東京電力福島第一原子力発電所事故の、特に測定値が限られている事故初期における公衆の被ばく線量の評価には、放出された放射性物質の環境中における時間空間分布を、大気拡散モデルを用いた計算シミュレーションにより再構築することが必要です。この大気拡散シミュレーションでは、気象モデルにより計算した風や雨等の気象場と放射性物質の放出源情報を入力として、拡散モデルにより放射性物質の大気中の輸送と地表沈着を計算します。これまでの研究では、気象観測値と計算値を融合させるデータ同化手法により気象場の再現性向上に取り組んできましたが、観測値の不足から再現性は十分でなく、放射性プルームの時間空間分布の不確かさの要因になっていました。このため、拡散計算結果と環境モニタリングデータの比較から放出源情報を逆推定する際、専門的知見と経験に基づく主観的評価による拡散計算の補正と比較に使用するデータの選定が必要であり、客観性に課題がありました。

本研究では、環境モニタリングデータと拡散計算結果の比較結果のフィードバックにより気象場の再現性を向上させることで、最適解を探索する統計的手法であるベイズ推計による放出源情報の最適化を実現しました（図1-29）。この手法では、まず、初期値を少しずつ変えて気象モデルを実行することで多数ケースの気象場を作成（アンサンブル気象計算）し、各気象場を拡散モデルに入力して多数の拡散計算結果を作成します。これらと ^{137}Cs （セシウム137）大気中濃度測定値（多数の大気汚染測定局で捕集された浮遊粒子状物質（SPM）の分析による1時間間隔データ及び緊急時モニタリングによるダストサンプリングデータ）を用いたベイズ推計により、拡散計算結果が放射性プルームの時間空間変化を

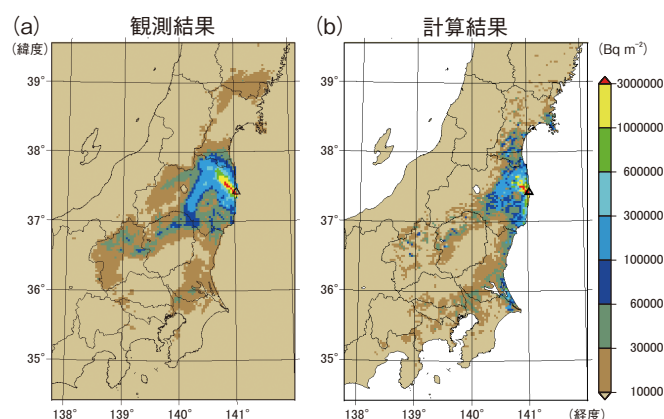


図1-30 ^{137}Cs 地表沈着分布

2011年4月1日時点の ^{137}Cs 地表沈着量の計算結果（b）を文部科学省の航空機モニタリングによる観測結果（a）と比較して再現性を評価しました。発電所から北西方向、福島県中央部や関東地方における高い沈着量が再現され、従来研究に比べて計算範囲内陸上における総沈着量の観測値との一致度が向上しました。

最も再現する気象場を最適気象ケースとして選定します（図1-29 ①）。次に、この最適気象ケースによる拡散計算結果と、大気中濃度のほか東日本域の地表沈着量マップや日ごとの降下量といった様々な環境モニタリングデータを用いたベイズ推計により、従来研究による放出源情報の推定結果を最適化しました（図1-29 ②）。

この最適化した放出源情報を使用した大気拡散計算結果を環境モニタリングデータと比較することで、その妥当性を検証しました。SPM 測定地点における ^{137}Cs 大気中濃度との統計比較では、FA10（計算値が観測値の1/10～10倍に入る割合）が、従来研究の35.9%から47.3%に向上しました。 ^{137}Cs の地表沈着量については、航空機モニタリングにより測定された空間分布を良好に再現することができました（図1-30）。また、陸上における沈着量の総量は、従来研究の $3.7 \times 10^{15} \text{ Bq}$ に比べて観測値（ $2.4 \times 10^{15} \text{ Bq}$ ）により近い $2.1 \times 10^{15} \text{ Bq}$ という結果を得ることができました。

こうして最適化した放出源情報と大気拡散計算により、主要な放射性核種（ ^{131}I 、 ^{134}Cs 、 ^{137}Cs 、 ^{132}Te ）の大気中及び地表面における時間空間分布データベースを構築しました。このデータベースは、我が国の線量評価プロジェクトによる住民の避難行動パターンと組み合わせた包括的な線量評価に利用され、線量推計値の精緻化に貢献しました。

本研究は、環境省の原子力災害影響調査等事業「平成30年度放射線の健康影響に係る研究調査事業（事故初期の住民内部被ばく線量評価の精緻化に関する包括研究）」の成果の一部です。

（寺田 宏明）

●参考文献

Terada, H. et al., Refinement of Source Term and Atmospheric Dispersion Simulations of Radionuclides during the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident, Journal of Environmental Radioactivity, vol.213, 2020, p.106104-1-106104-13.

1-16 福島第一原子力発電所事故直後の線量率を再評価 ーヨーロッパと福島県における空間線量率の減少傾向と放射性核種動態の比較ー

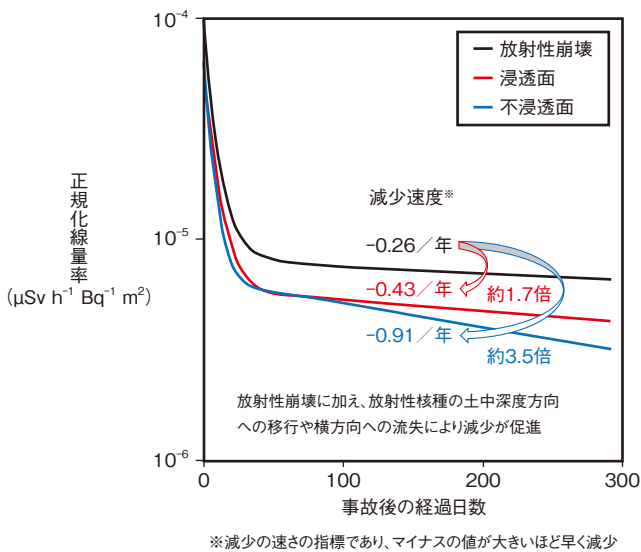


図1-31 測定データから得た正規化線量率の減少曲線と、放射性崩壊に基づく正規化線量率の計算結果

測定データから得た減少曲線（浸透面、不浸透面）は、放射性崩壊よりも速やかな減少を示しました。これは放射性核種の深度方向への移行や水平方向への流失により、空間線量率の減少が促進されていることを示しています。またその程度は、土地の利用形態で異なることが分かりました。

空間線量率は、被ばく線量を推定する上で重要な指標の一つです。しかし事故後初期の空間線量率がどのように減少したか、またその特徴についてほとんど評価がされていませんでした。本研究では、福島県内の広域で高頻度に測定された、2011年の空間線量率データを解析し、初期の減少傾向を評価しました。解析では、放射性核種の沈着量が大きく異なる地点間のデータを統合して評価するため、空間線量率を ^{137}Cs 沈着量で除し“正規化線量率”として評価しました。

図1-31に正規化線量率の経時変化として、測定データにフィッティングして得た減少曲線と、事故時に沈着した放射性核種の組成と各核種の半減期を基に計算した放射性崩壊による減少を示します。測定データは、測定地点の大部分を農地や草地在が占める“浸透面”と、舗装面や家屋が占める“不浸透面”とに分けて評価しました。正規化線量率は、事故直後に速やかに、その後は緩やかに減少しました。事故直後の速やかな減少は、主に短半減期核種である ^{131}I （半減期8日）、 ^{132}I （半減期2.3時間）の放射性崩壊に由来します。その後の緩やかな減少が確認された期間では、測定データは放射性崩壊よりも速やかに減少しており、特に不浸透面で顕著に早い減少が確認されました。この結果は、空間線量率の減少において、放射性崩壊のほか、放射性核種の環境動態（深度方向へ

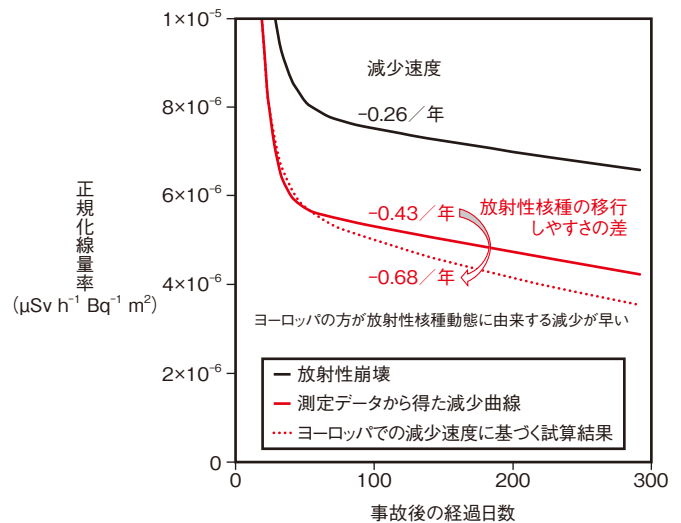


図1-32 浸透面における、測定データから得た減少曲線と、ヨーロッパでの減少速度に基づく試算結果

福島県における正規化線量率の試算結果は、福島県に沈着した放射性核種の組成と、ヨーロッパで得られた放射性核種の動態に由来する減少速度に基づいています。試算結果で見られる、減少曲線よりも速やかな減少は、放射性核種の移行が、福島県でヨーロッパよりも緩やかであることを示しています。

の移動や水平方向への流失）が寄与していること、また放射性核種の動態に伴う減少は、地面の舗装状況により異なることを示しています。住民の主要な生活空間である市街地は、道路や家屋といった不浸透面の占める割合が大きいことから、農地や森林よりも空間線量率の減少が早く、被ばく線量が軽減されていた可能性があります。

ヨーロッパではチェルノブイリ原子力発電所の事故以降、放射性核種の環境動態に基づく空間線量率の減少速度が研究されてきました。この減少速度を福島県のケースと比較するため、福島県に沈着した放射性核種の組成と、ヨーロッパで得られた代表的な減少速度に基づき、福島県における正規化線量率の経時変化を試算し、本研究で得た減少曲線と比較しました（図1-32）。その結果、事故後約50日以降において、浸透面における試算結果は、本研究で得た減少曲線よりも速やかに減少しました。また図1-32には示していませんが、不浸透面においても、試算結果が本研究で得た減少曲線よりも速やかに減少することが確認されました。以上の結果は、福島県ではヨーロッパよりも放射性核種の移行が緩やかであることを示しています。

本研究の成果は、空間線量率の将来予測や被ばく線量の適切的な推定に役立つと考えられます。

（吉村 和也）

●参考文献

Yoshimura, K. et al., Initial Decrease in the Ambient Dose Equivalent Rate after the Fukushima Accident and Its Difference from Chernobyl, Scientific Reports, vol.10, 2020, p.3859-1-3859-9.

1-17 放射線量とセシウム濃度の減り方の違いから見えること — 1F 事故後 5 年間の空間線量率及び土壌沈着量の経時変化 —

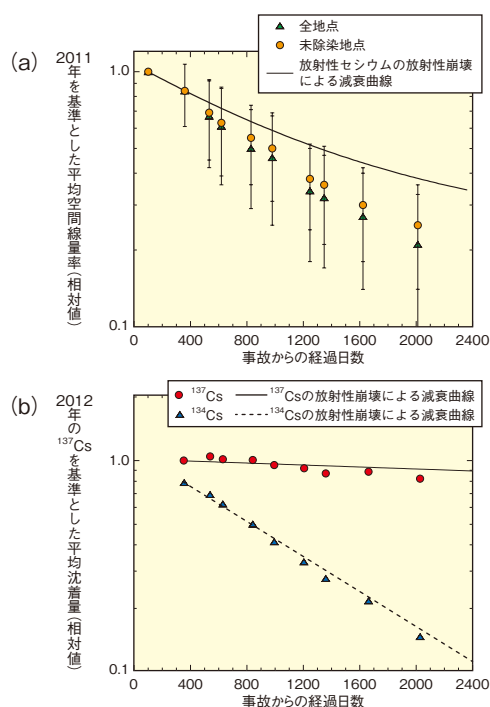


図 1-33 定点サーベイによる空間線量率と放射性セシウム土壌沈着量の経時変化（相対値）

(a) 自然放射線の寄与を除いた空間線量率測定結果、
(b) 未除染地点での ^{134}Cs と ^{137}Cs の土壌沈着量測定結果です。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故の後、航空機による上空からのモニタリングに加え、地上でのモニタリングに基づく放射線量等分布マップを作成する方針が国から示されました。私たちは大学等と協力して 2011 年 6 月に 1F から半径 80 km 圏内及び福島県内の約 2200 地点の土壌の上で、サーベイメータによる測定（定点サーベイ）を行い、空間線量率分布マップを完成させました。2012 年～2016 年は 1F から 80 km 圏内を主な対象として測定地点を約 6500 地点に増やして定点サーベイを継続的に実施しました。定点サーベイによる平均空間線量率は図 1-33 (a) に示すように年々減少してきており、マップにすることで比較的高線量率の地域が徐々に縮小していることが視覚的に確認できました（図 1-34）。さらにセシウム 134 (^{134}Cs) とセシウム 137 (^{137}Cs) の両方を考慮した放射性セシウムの放射性崩壊による減衰よりも速く減少していることが確認できました。放射性崩壊に従って減衰すると 5 年間で 2011 年 6 月の値の約 37% に減少します。これに対して、未除染地点では約 24% に減少していました。また、除染された地点を含む全地点の平均空間線量率は約 19% に減少しました。放射性崩壊のみの場合の約 1/2 に減少したと言えます。除染作業を含む人間活動の影響と考えています。

一方、人為的なく乱の少ない開かれた場所に沈着した放射性物質の量（土壌沈着量）については、2012

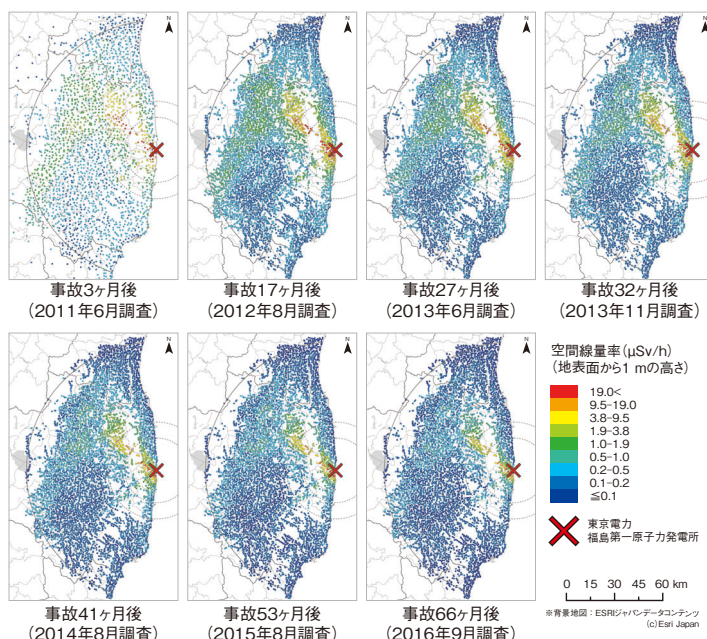


図 1-34 2011 年度以降の定点サーベイによる空間線量率分布マップ（自然放射線の寄与を含む）

赤、黄、緑色で示す比較的高線量率の地域が徐々に縮小していることが視覚的に確認できました。

年以降は可搬型ゲルマニウム半導体検出器による in situ 測定法を採用し、主に 80 km 圏内の約 380 地点において毎年継続的に測定し経年変化を解析しました。図 1-33 (b) に示すように未除染地点で測定した ^{134}Cs 及び ^{137}Cs の平均土壌沈着量は、それぞれの放射能の減衰に沿って減少していました。

このことと未除染地点の空間線量率がセシウムの放射能の減衰以上に低下していることは矛盾しているようですが、以下に示す解析により妥当であることが分かりました。空間線量率の解析結果から放射能の減衰を超える過剰な減少率は $0.65 (=0.24/0.37)$ です。一方、セシウムがこの期間にわずかに移動した深さを考慮すると、土壌による放射線の遮へい効果により、空間線量率は約 0.7 倍に減少するとの解析結果が得られました。つまり、空間線量率が放射性崩壊よりも速く減少している主な原因は、土壌に沈着したセシウムの水平方向への移動ではなく、深さ方向への浸透により γ 線が遮へいされるためと分かりました。

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成 28 年度東京電力福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の分布データの集約」の成果の一部です。

（三上 智）

●参考文献

Mikami, S. et al., The Deposition Densities of Radiocesium and the Air Dose Rates in Undisturbed Fields around the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant; Their Temporal Changes for Five Years after the Accident, Journal of Environmental Radioactivity, vol.210, 2019, p.105941-1-105941-12.

1-18 日常生活における住民の外部被ばく線量を予測する ー現地での線量調査に基づく被ばく線量評価モデルの開発ー

表 1-2 一日当たりの平均滞在時間と被ばく低減係数^{*1}

一日当たりの平均滞在時間 (h)		
	屋内作業者 (N=273)	屋外作業者 (N=324)
木造屋内	17.2 ± 1.5	15.8 ± 2.1
コンクリート屋内	6.1 ± 0.6	0.9 ± 0.7
屋外	0.7 ± 0.5	7.3 ± 2.7

被ばく低減係数		
木造屋内	0.28 ± 0.02 (2011 年～2014 年)	
コンクリート屋内	0.36 ± 0.07 (2015 年以降)	
屋外	^{*2} 0.14 ～ 0.18	

^{*1} 本表の内容は福島市内での現地調査に基づいて評価した結果です。
^{*2} コンクリート屋内に対する値は、本文末に示す文献値を使用しています。

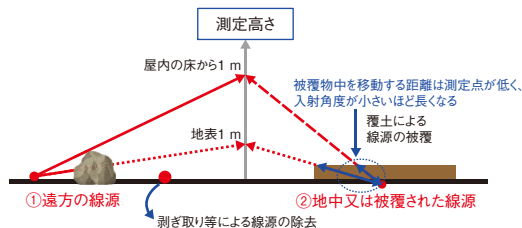


図 1-35 除染による家屋周辺の線源分布の変化
 家屋の除染を行うと、①家屋から遠方の線源と、②覆土等で被覆された線源からの寄与が大きくなります。

東京電力福島第一原子力発電所事故の影響を受けた地域では、地表等へ沈着した放射性物質によって外部被ばくが生じていることが知られています。この経路からの被ばく線量を評価するためには、空間線量率の違いに応じて住民の生活行動の場所を区分し、それらの場所での滞在時間と、その場所の空間線量率を明らかにする必要があります。

本研究では、住民の生活行動を、木造屋内・コンクリート屋内・屋外に区分して、各場所での滞在時間を調査しました。また、木造屋内において、屋外に比べてどのくらい被ばくが低減されるのかを実測して調べるため、調査協力者の自宅を訪問して、家の中と外の空間線量率を実測して比較しました。さらに、調査協力者に外部被ばく線量を測定するための個人線量計を配布し、どのくらいの放射線を被ばくしているのかを実際に測定してみました。

調査の結果、木造屋内・コンクリート屋内・屋外における屋内作業者と屋外作業者の1日当たりの平均滞在時間と、木造家屋の被ばく低減係数を評価することができました。これらの結果をまとめて表1-2に示します。なお、木造屋内での被ばく低減係数は、屋外の地表から高さ1mと屋内の床から高さ1mでの空間線量率の比として定義しました。

この結果、屋内外で測定される空間線量率は除染によって低減されるものの、それらの比で表される被ばく低減係数は、福島市内の除染がおおむね完了した2015年以降、除染前よりも大きくなることが分かりました。これは、除染を行うと、遠方の線源や被覆された線源の寄与が大きくなることが原因だと考えられます。図1-35に示すように、これらの線源からの放射線は、地表面上の障害物や被覆物（土壌等）によって遮へいされ、遮へいの効果は、線源からの入射角度が大きくなるほど小さく、

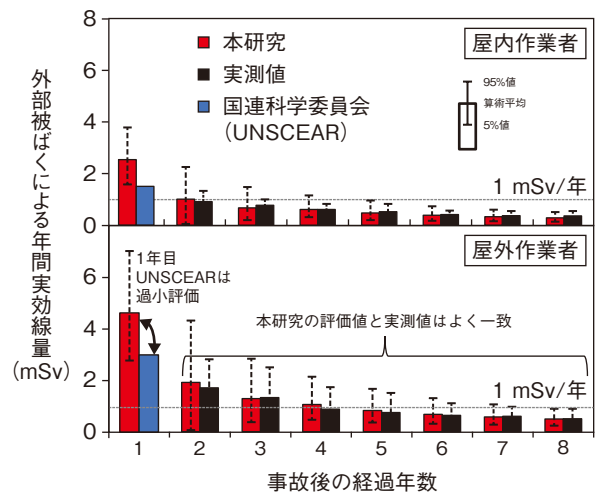


図 1-36 本研究の評価結果、実測値及び UNSCEAR との比較
 本研究での評価結果（■）は、実測値（■）と一致しており、本研究で開発した評価方法の妥当性を検証することができました。

測定点の高さが高いほど線量率が高くなることとなります。このため、除染が行われた場合、屋内の床から1mのほうが（屋外の地表から高さ1mよりも高い地点となるので）空間線量率が下がりにくく、これらの空間線量率の比として定義される被ばく低減係数は、除染後に大きくなったと考えられます。

また、表1-2の結果を用いて住民の被ばく線量を評価しました。被ばく線量は、木造屋内・コンクリート屋内・屋外の空間線量率と滞在時間を乗ずることで計算でき、各場所の空間線量率は、屋外のモニタリング結果に被ばく低減係数を乗ずることで算出しました。

被ばく線量の評価結果を図1-36に示します。この図には、現地調査で得られた実測値と、国際的に最もよく知られた国連科学委員会（UNSCEAR）の評価結果も併せて示しています。この結果から、第一に、表1-2に示した滞在時間と被ばく低減係数で評価した個人線量は、実測値をよく再現しており、その妥当性を検証することができました。第二に、UNSCEARによる事故後1年目の評価結果は過小評価である可能性が示唆されました。これは、UNSCEARの評価において木造家屋の被ばく低減係数に0.15という値を利用しているためです。第三に、国の長期的な線量の目標値である1 mSv/年と比較すると、事故後8年目の福島市において、今回の実測及び評価結果の範囲では、屋内作業者及び屋外作業者のいずれもこの基準を上回る住民はいないことを確認することができました。

（高原 省五）

^{*2} Furuta, T., Takahashi, F., Study of Radiation Dose Reduction of Buildings of Different Sizes and Materials, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.52, issue 6, 2015, p.897-904.

●参考文献

Takahara, S. et al., Assessment Model of Radiation Doses from External Exposure to the Public after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident, Health Physics, vol.118, issue 6, 2020, p.664-677.

原子力安全と防災の継続的改善に向けて

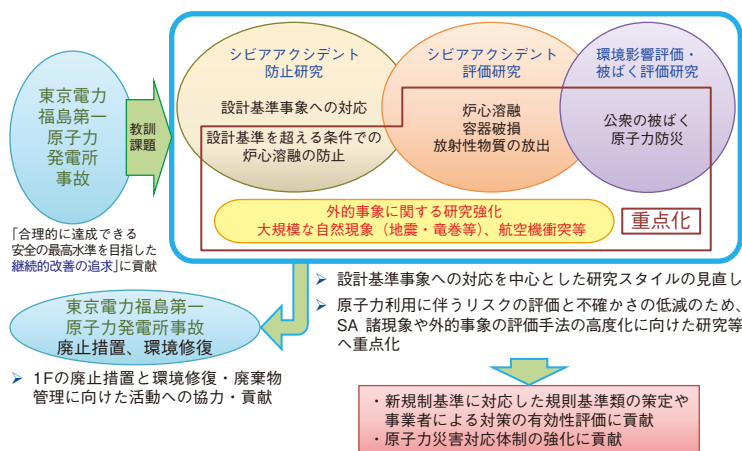


図2-1 安全研究・防災支援部門における取組み

1F事故の教訓を踏まえ、多様な原子力施設の安全評価（主に設計基準事象内）に加え、シビアアクシデント（SA）の防止や評価、環境影響、モニタリング技術等に関する研究に取り組んでいます。

安全研究・防災支援部門では、原子力安全の評価等に係る原子力安全規制行政等への技術的支援、並びに、解析や試験、計測技術等に係る長期的視点からの先導的・先進的な原子力安全及び防災に関する研究に取り組み、規制基準の整備等、「合理的に達成できる安全の最高水準を目指した継続的改善の追求」に貢献しています。

安全研究分野では、図2-1に示すように、東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故から得られた教訓や課題を踏まえ、設計基準事象への対応を中心とした研究スタイルを見直しました。原子力施設等のリスクの評価と不確かさの低減のため、シビアアクシデント（SA）の発生防止と評価に関する研究、外的事象の評価手法に関する研究、緊急事態への準備と対応に関する研究、1F事故に係わる放射線影響や放射性廃棄物管理に関する研究を重点的に進めています。

これらの研究の実施にあたっては、外部資金等の利用により、原子力機構の中でも特徴的な大型研究施設を整備し、活用しています。例えば、図2-2に示す高圧熱流動実験ループ（HIDRA）は原子力規制庁からの受託研究において製作された装置で、新規規制基準で要求される設計基準を超える過酷な熱水力条件の炉心熱伝達実験を実施し、炉心冷却性能の評価手法を高度化することを目指しています。また、図2-3に示す原子炉安全性研究炉（NSRR）を用いて、反応度事故（原子炉施設の安全性を評価するために想定する「設計基準事故」の一つ）時の燃料の破損限界や、燃料破損が原子炉施設に及ぼす影響等に着目した研究を実施しています。さらに、今後の軽水炉の安全性向上のため、原子力機構が運営機関となる経

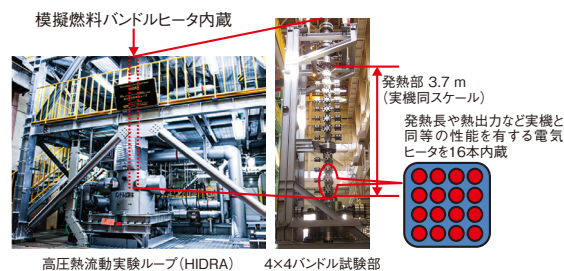


図2-2 高圧熱流動実験ループ（HIDRA）

設計基準を超える過酷な熱水力条件での炉心冷却性能の評価に関する実験データを取得します。

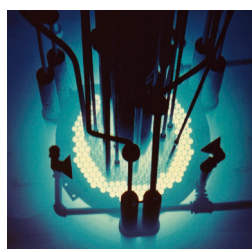


図2-3 原子炉安全性研究炉（NSRR）

反応度事故時に生じる原子炉の急激な出力上昇を模擬した実験を安全に行うことができます。

済協力開発機構／原子力機関（OECD/NEA）国際共同プロジェクトとして1F事故情報の分析等を進めています。

この他、安全上重要な機器の材料劣化・構造健全性に関する研究、国からの要請を受けた保障措置のための極微量核物質分析技術に関する研究なども実施しています。

原子力防災分野においては、原子力災害発生時の屋内退避による被ばく低減効果や、原子力防災資機材に要求される性能に関する研究を進めています。また、1F事故の周辺環境における放射性物質の分布について異なる手法で取得した空間線量率データを統合評価する技術の開発や、1F沿岸海域における海底土の放射性物質分布詳細調査を進めています。さらに、防災基本計画に従った緊急時対応技術として、全国の原子力発電所周辺におけるバックグラウンドモニタリングを実施しています。

本章では、最近の研究成果から、過酷な熱水力条件における炉心冷却性能評価のための測定技術（トピックス2-1）、反応度事故時における燃料被覆管の機械的性質（トピックス2-2）、ステンレス鋼の環境助長割れ（トピックス2-3）、大規模余震を考慮したリスク評価手法（トピックス2-4）、再処理施設の有機溶媒火災時におけるHEPAフィルタの目詰まり挙動（トピックス2-5）、緊急時の航空機モニタリング技術（トピックス2-6）に関する成果を紹介します。

なお、当部門が取り組んできた1F事故対応については、1F事故進展解析（トピックス1-8）、1F事故後5年間の放射能分布の経時変化（トピックス1-17）及び1F事故後の住民被ばく線量の予測（トピックス1-18）に関する成果を第1章に記載しています。

2-1 非常に薄い液膜の厚さを測定する ー液膜ドライアウト挙動を評価するための技術開発ー

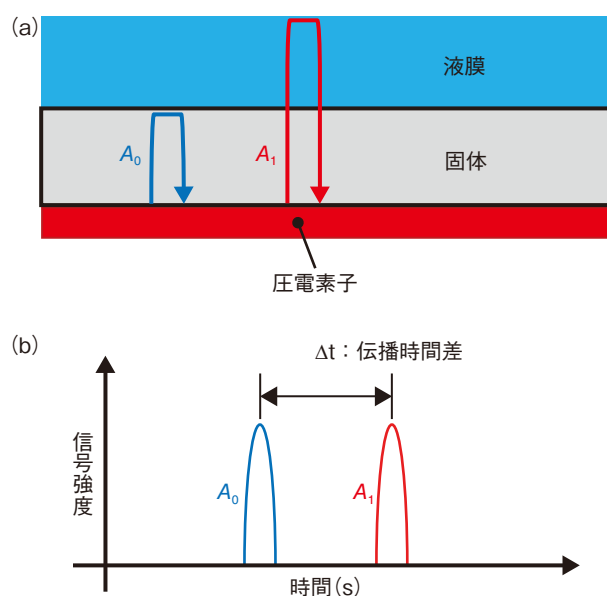


図2-4 超音波による液膜測定技術の概要

(a) 圧電素子から発信された超音波は固体壁-液膜界面と液膜表面で反射して圧電素子で受信されます。(b) 受信された信号の時間差 Δt と音速を用いることで液膜厚さを測定できます。

軽水炉において、何らかの原因で炉心熱出力の急激な上昇等が起こると、燃料被覆管表面を覆う液膜からの蒸発量が急激に増加することで、液膜が枯渇し、表面が露出することがあります。これをドライアウトと呼びます。これにより、燃料被覆管表面温度が一時的に上昇するものの、出力の低下等により再び液膜で覆われます。この再び濡れる挙動をリウエットと呼び、燃料の健全性確保の観点から重要な現象となります。燃料被覆管表面上の液膜挙動を知ることは、ドライアウト及びリウエット挙動を知ることにつながります。これまでの実験研究では、被覆管表面温度を計測することで、液膜の有無を検知していたものの、液膜厚さ等の挙動を詳細に研究した例はありません。実際の軽水炉（実機）内の流体は高温高压であり、ドライアウト及びリウエット時の液膜厚さは0.1 mm以下になると考えられており、そのような条件で、液膜厚さ等を高精度に測定する技術がありませんでした。そこで本研究では、流体と接触しないで測定できる手法として、超音波を用いた高精度液膜測定技術の開発を目指しています。

液膜測定技術開発の方針として、まず0.1 mm以下の液膜を高精度に測定することを目標としました。超音波による液膜測定では、図2-4 (a) に示すように、圧電素子を固体壁に設置し、設置面と反対側に存在する液膜に

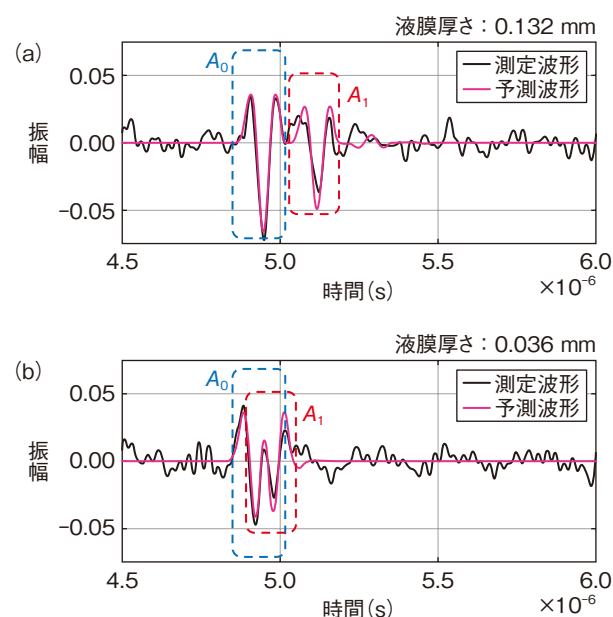


図2-5 開発した液膜測定装置による液膜測定時の受信波形

一線は測定波形、一線は予測波形を表します。(a) は厚さ0.132 mmの液膜、(b) は厚さ0.036 mmの液膜の測定結果です。測定波形と予測波形は良好に一致し、0.1 mm以下の液膜に対しても高い精度で測定できることを確認しました。

向けて超音波を発信し、固体-液膜界面と液膜表面で反射する二つの波形 (A_0 と A_1) の時間差と音速に基づいて液膜厚さを求めます (図2-4 (b))。液膜が薄くなるほど両信号の時間差が短くなるため、高周波かつ高減衰の超音波波形が求められ、ここが最大の開発要素でした。本研究では、従来技術より10倍程度周波数が高く、単パルスに近い超音波を発信・伝送させる装置を開発しました。図2-5は、開発した装置を用いて、液膜厚さを測定した際の受信波形を示します。振幅が大きくなる箇所 (図2-5中の破線の枠で囲まれた部分) が二つ確認でき、これが先に示した、固体-液膜界面と液膜表面での反射波に相当します。この二つの波形の区別が明確であるほど、精度の高い計測になります。一方で、さらに薄い液膜を測定する場合、図2-5 (b) に示すように、二つの波形が重なることが考えられます。そこで受信波形を予測し、測定波形とよく一致する波形を代用して、液膜厚さを予測する手法を開発しました。図2-5の測定波形と予測波形が、よく一致することが確認できます。現在のところ、低温低压条件での液膜測定を実現した段階ですが、今後は高温条件に耐えられる圧電素子を用いることで、実機条件での液膜測定を可能とする技術開発を進めていきます。

(和田 裕貴)

●参考文献

Wada, Y. et al., Ultrasound Measurement of Upward Liquid Film Flow in Vertical Pipe, Proceedings of 18th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-18), Portland, U.S.A., 2019, p.4518-4531, in USB Flash Drive.

2-2 反応度事故時の安全評価の信頼性向上を目指して —二軸応力下における燃料被覆管の機械特性評価—

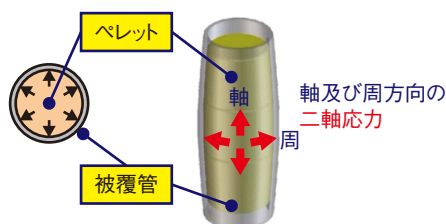


図2-6 反応度事故（RIA）時に被覆管に発生する応力の状態
RIA 時に発生するペレット被覆管機械的相互作用（PCMI）によって被覆管には軸及び周方向の二軸応力が発生します。

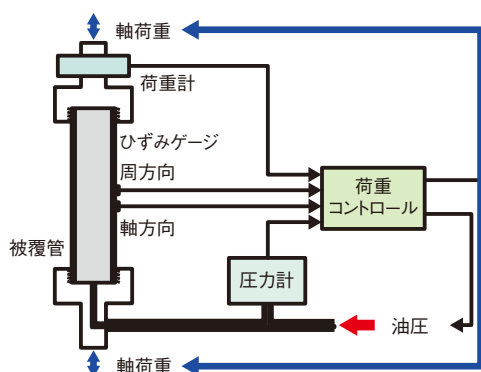


図2-7 二軸荷重負荷試験装置の概要

被覆管に内圧及び被覆管軸方向への引張荷重を负荷させることで二軸応力を発生させます。コンピュータ制御により、試験中に被覆管に掛かる応力比を自由に変更することができます。

発電用軽水炉施設が安全に設計されていることを確認するための想定事故の一つに反応度事故（RIA）があります。RIA は、何らかの原因で制御棒が炉心から急速に引き抜かれて原子炉の出力が急激に上昇する事故で、この事故の際、燃料棒内ではペレットが急激に温度上昇・熱膨張することで被覆管を内側から急速に押し拡げる「ペレット被覆管機械的相互作用（PCMI）」が生じ（図2-6）、燃料が破損する可能性があります。安全性の確認は破損する燃料の評価本数に基づくため、その信頼性には燃料の壊れやすさの評価精度が影響します。PCMI 下では、被覆管は軸及び周方向に同時に発生する応力（二軸応力）の影響で自由に変形しづらな状態となり壊れやすさが変化すると考えられていましたが、RIA 条件に対応する系統的なデータの取得が難しく、これまで知見が限られていました。

そこで、東京農工大学桑原教授ご協力の下、同教授*が開発した軸方向の応力比（以下、応力比）を制御可能な二軸荷重負荷試験装置を基に新しい試験装置を製作しました（図2-7）。装置製作に際しては、新しい治具の開発と制御プログラムの最適化を行い、被覆管のような細い管状試料に対して、RIA 時に想定される応力比（0.5～1）をカバーする範囲での変形挙動データ取得に成功しました。応力比と被覆管の塑性変形のしやすさとの関係を

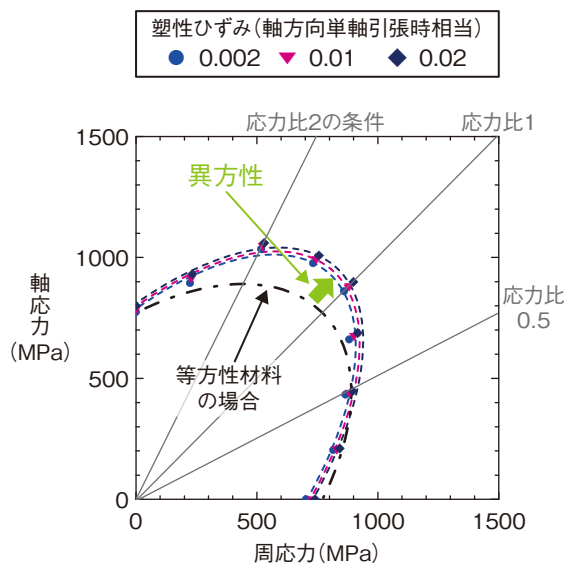


図2-8 加圧水型軽水炉（PWR）用ジルカロイ-4 製被覆管の変形異方性

図中の記号は、様々な応力比条件において軸方向単軸引張時のある塑性ひずみ量に相当する降伏・硬化条件に到達した点を表し、破線はこれらの点を、変形異方性を表現する関数によってフィッティングしたものです。破線で示す楕円が、等方性材料の場合の形状（一点鎖線、塑性ひずみ 0.002）と比べて、軸及び周方向の応力比が1に近づくにつれて変形しづらくなることを表しています。

プロットしたところ（図2-8）、等方性材料の場合に比べ右上方向にやや伸びた形状となりました。ジルカロイ-4 製被覆管内部の結晶組織状態も調べ、やや伸びた形状の原因が、製造時に結晶組織をある方向に揃えたことで生じる軸及び周方向の塑性変形しやすさの違いにあることを明らかにしました。また、本研究で初めて取得した変形異方性のデータに基づき、二軸応力条件における被覆管の降伏及び変形の進行に伴う硬化を表現できる機械特性モデルを新しく提示しました。

上記の機械特性モデルは、長期使用された燃料のRIA 時破損に関するコンピュータシミュレーションに活用され、シミュレーションで得られた知見は、安全評価のさらなる信頼性及び合理性の向上を目指して、原子力機構が最近提案した新しい PCMI 破損しきい値に反映されています。

本研究で実施した二軸荷重負荷試験は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託研究「平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（燃料等安全高度化対策）事業」として行われたものです。

（三原 武）

* Kuwabara, T. et al., Yield Locus and Work Hardening Behavior of a Thin-Walled Steel Tube Subjected to Combined Tension-Internal Pressure, Journal de Physique IV, vol.105, 2003, p.347-354.

●参考文献

Mihara, T. et al., Deformation Behavior of Recrystallized and Stress-Relieved Zircaloy-4 Fuel Cladding under Biaxial Stress Conditions, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.55, issue 2, 2018, p.151-159.

2-3 亀裂先端における応力が酸化に及ぼす影響を調べる — ステンレス鋼の環境助長割れメカニズムの解明に向けて —

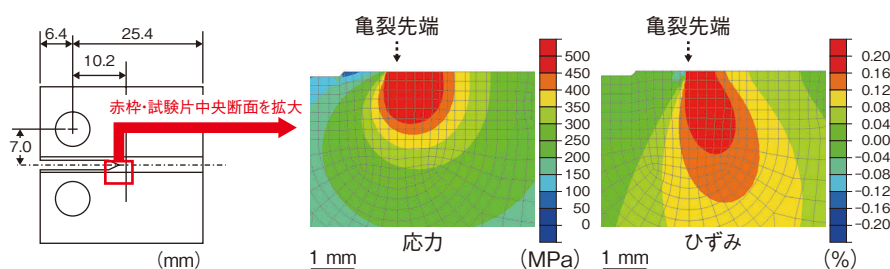


図2-9 試験時の亀裂先端の応力、ひずみ状態の有限要素解析結果

応力拡大係数 $30 \text{ MPa(m)}^{1/2}$ 相当の荷重付与条件で BWR 一次冷却水模擬環境下に浸漬した SUS316L 製 CT 試験片の形状及び有限要素解析による亀裂先端近傍の応力とひずみのコンター図です。試験片形状の対称性を考慮し、試験片の下半分の領域の解析結果を示しています。

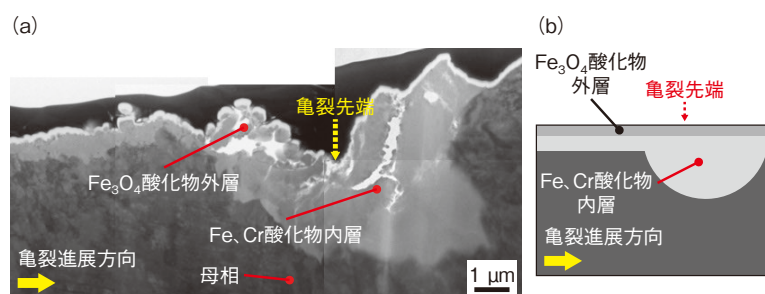


図2-10 亀裂先端近傍の試験片断面の TEM 観察結果
応力拡大係数 $30 \text{ MPa(m)}^{1/2}$ の荷重付与条件で BWR 一次冷却水模擬環境下に 224 時間浸漬した後の SUS316L 製 CT 試験片内の亀裂先端近傍の TEM 観察結果(a)を模式図(b)とともに示します。応力が集中し、塑性変形により転位が存在する亀裂先端から深部に向かって酸化物内層の領域が広がっている様子が観察されました。

軽水炉の一次系配管や炉内機器・構造物で使用されているステンレス鋼では、 300°C 前後の高温高压水中において亀裂の一形態である環境助長割れが生じることが報告されています。環境助長割れは、応力（溶接により生じる残留応力等）、材料（化学組成等）、環境（高温高压、溶存酸素等）の三つの因子が重なる条件で発生し、進展するとされる、炉内機器・構造物の重要な劣化事象です。しかし、亀裂進展の詳細なメカニズムは未だ十分に解明されていません。これら三つの因子のうち、応力因子については、従来は亀裂の発生・進展への力学的な寄与にのみ着目されてきました。一方、図2-9の有限要素解析結果からも分かるように、亀裂先端に応力が集中することで材料中に局所的なひずみが生じ、塑性変形することが知られています（赤色の領域）。その塑性変形が環境助長割れにどのように作用するかは、まだよく分かっていません。私たちは、亀裂先端での塑性変形が酸化を促進し、割れを助長する一因となっている可能性に着目し、あらかじめ大気中で疲労亀裂を導入したステンレス鋼（SUS316L）製のコンパクトテンション型（CT）試験片を、沸騰水型軽水炉（BWR）一次冷却水を模擬した約 9 MPa 、 290°C の純水（導電率 $10 \mu\text{S/m}$ ）中に浸漬して酸化物を生じさせた後、亀裂先端における酸化物の状態を詳細に分析しました。なお、亀裂先端に応力を集中させるため、浸漬中の試験片には 7 kN の荷重（応力拡大係数（亀裂先端の応力場の強さを表すパラメータ）が $30 \text{ MPa(m)}^{1/2}$ となるよう設定）を加えました。

図2-10は、浸漬試験後の亀裂先端近傍の断面の微細組織を透過型電子顕微鏡（TEM）で観察した結果です。亀裂の表面にはマグネタイト（ Fe_3O_4 ）結晶構造を有する

酸化物外層と鉄（Fe）、クロム（Cr）を含む酸化物内層が確認されました。さらに、写真左側の亀裂先端から離れたところでの比較的均一な酸化物内層の厚さに比べ、亀裂先端近傍から深部（写真右側）に向かって厚い酸化物内層が形成されていました。前述の解析結果から、この荷重付与条件では亀裂先端近傍の開口量 $1 \mu\text{m}$ 未満のすき間と推定されました。この状態では、亀裂先端への高温高压水からの溶存酸素の供給は限定的となり、一定量の酸化物が形成された後にその成長は抑制されているものと考えられます。一方、荷重を付与せずに同程度のすき間を模擬した既往の腐食試験（1000時間の浸漬で $0.09 \mu\text{m}$ ）における酸化物内層の厚さと比較したところ、本研究（50時間の浸漬で $0.3 \mu\text{m}$ ）で得られた亀裂先端近傍での酸化物内層の方が厚いことが分かりました。このこと及び図2-9の解析結果から、亀裂先端での局所的な塑性変形に伴って導入された転位が酸素拡散の経路としての役割を担っているものと推察されました。

今後は、高温高压水中での亀裂進展試験を実施し、応力による酸素拡散の促進が亀裂進展の加速要因となる可能性について明らかにすることを計画しています。これにより亀裂進展メカニズムのさらなる解明に貢献するとともに、現行の健全性評価手法の保守性や妥当性の確認に資する亀裂進展試験データの拡充を進めます。

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託研究「平成25、26年度原子力発電施設等安全性実証解析等（軽水炉燃材料詳細健全性調査（照射前試験等）事業）」の成果の一部です。

（端 邦樹）

●参考文献

笠原茂樹，端邦樹ほか，ステンレス鋼の亀裂先端における高温水中酸化に及ぼす荷重付与の影響，材料と環境，vol.68，no.9，2019，p.240-247.

2-4 巨大地震後の余震に備える —大規模余震を考慮したリスク評価手法の提案—

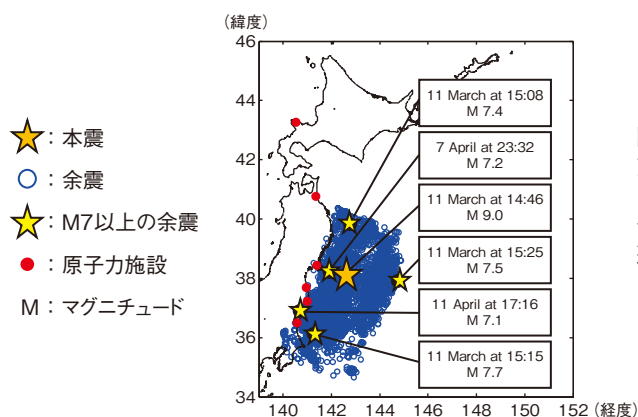


図2-11 東北地方太平洋沖地震の余震記録の例
東北地方太平洋沖地震の本震後には、M7 以上の大規模余震が複数発生し、余震被害が多数報告されました。このような大規模余震の影響を適切に考慮したリスク評価手法の提案が求められています。

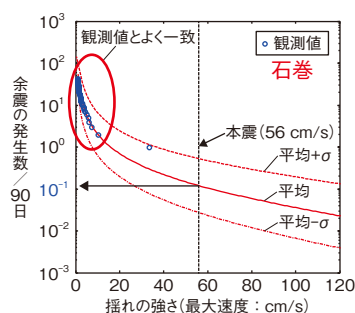


図2-12 東北地方太平洋沖地震における余震ハザード評価の例(石巻、本震後 90 日間)

本提案手法を用いて予測した余震の発生数は、観測結果とよく一致していることを確認しました。また、本結果より、本震の揺れの強さ(最大速度 56 cm/s)を超える余震の発生数は、本震後 90 日間に平均 0.1 回と予測することができます。

従来、原子力施設の確率的地震リスク評価(以下、地震 PRA)では本震のみが重要視され、余震の影響が考慮された評価手法が確立されていませんでした。しかしながら、国内観測史上最大であるマグニチュード(M)9 を記録した 2011 年東北地方太平洋沖地震の本震後には、M7 以上の大規模余震が複数発生し(図 2-11)、余震被害が多数報告されたため、地震 PRA において余震の影響に関する認識を見直す契機となりました。そこで、私たちは本研究において、原子力発電所が大きな地震動に見舞われる可能性を評価する地震ハザードに着目し、大規模余震による地震ハザードへの影響を考慮する目的として、余震ハザード評価手法の開発に取り組みました。

大規模余震を考慮した地震ハザード評価の課題として、余震の発生時期、規模、頻度(発生数)等の事前予測が困難なことが挙げられます。これらの課題を解決するため、M7 を超える過去の巨大本震(M9 級の東北地方太平洋沖地震を含む)による余震記録を分析し、半経験的な余震発生モデルを整備しました。また、余震記録の分析結果に基づき、従来の余震発生モデルにおける本震規模と余震規模の関係、余震規模と余震数の関係等の関係式の適用範囲を、本研究により初めて M9 級の巨大本震後の余震にまで拡張

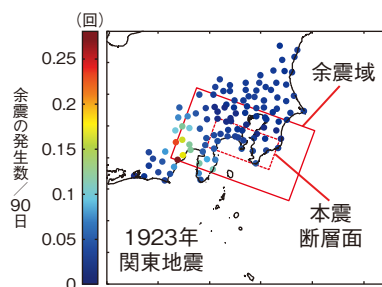


図2-13 余震ハザードマップの例

本震の揺れの強さ(最大速度)を超える規模の余震の発生数の予測値を用いることで、広域避難等の地域防災対策に活用可能な余震ハザードマップを提案しました。

しました。さらに、拡張した余震発生モデルと従来の地震ハザード評価手法の距離減衰式を組み合わせることで、大規模余震の揺れの強さ(最大速度)とその発生数の関係を経過期間に応じて求める余震ハザード評価手法を提案しました。その評価例の一つを図 2-12 に示します。

本評価手法の原子力施設の地震 PRA への活用法として、原子力発電所における代表的な余震発生シナリオを考慮し、余震ハザード評価を事前に実施することが考えられます。また、本手法の地震防災への応用として、本震の揺れの強さを超える規模の余震の発生数の予測値により、広域避難計画等に活用可能な余震ハザードマップを提案しました(図 2-13)。

国内の原子力施設に対しては、今後広い範囲で大規模余震の発生が懸念されている南海トラフ地震等の発生に備えた防災・減災対策が求められています。そのためには、大規模余震の影響を適切に考慮した地震 PRA 手法の確立が不可欠です。

本研究では、今後も余震ハザード評価結果を活用し、本震と余震の影響を考慮したより現実的な地震 PRA 手法の高度化に取り組んでいきます。

(崔 炳賢)

●参考文献

Choi, B. et al., Engineering Applications Using Probabilistic Aftershock Hazard Analyses: Aftershock Hazard Map and Load Combination of Aftershocks and Tsunamis, Geosciences, vol.8, issue 1, 2018, p.1-1-1-22.

2-5 有機溶媒火災時の HEPA フィルタの目詰まりメカニズムを解明 —再処理施設の重大事故評価手法を整備—

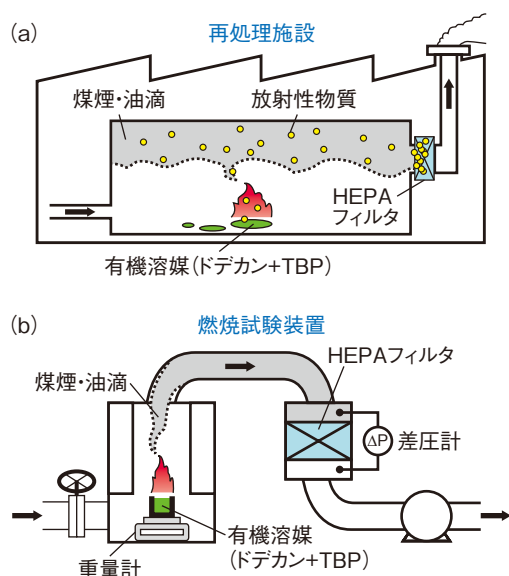


図2-14 (a) 有機溶媒火災と (b) 試験概略図

再処理施設で有機溶媒火災が生じた際の状況を模擬した試験を行いました。燃烧で生じた煤煙や油滴が HEPA フィルタを目詰まりさせます。試験では、フィルタの目詰まりが進むほど、差圧の測定値が大きくなっていきます。

再処理施設では、使用済燃料から生じる粒子状の放射性物質を施設内に閉じ込める HEPA フィルタ (High Efficiency Particulate Air Filter) が備えられています。一方、使用済燃料から有用な元素を回収するため、大量の有機溶媒を用います。これはリン酸トリブチル(TBP)とドデカンの混合物であり、可燃性であることから、火災を想定する必要があります。再処理施設の安全評価では、想定を超える条件の事故（重大事故）も考慮することが重要です。

本研究の大きな目的は、この HEPA フィルタが、有機溶媒火災の状況下でどこまで破損せずに健全かを明らかにすることです。HEPA フィルタが破損すると、放射性物質の施設外への放出が想定を超えて増大し、重大事故に進展する可能性があります（図2-14 (a)）。

火災時には、可燃物から発生した煤煙や油滴によって HEPA フィルタが目詰まりし、フィルタにかかる差圧が限界を超えると破損に至ると考えられます。そのため、私たちは、小型の燃烧試験装置（図2-14 (b)）を用いて様々な可燃性物質を燃烧させて、フィルタ差圧の変化データを取得してきました。その結果、混合溶媒の燃烧時には、鎮火直前の燃烧終盤においてフィルタ差圧が急激に上昇することを見いだしました。これは、フィルタが破損するまでの時間が従来の評価より短い可能性を示唆するため、安全評価上重要な知見です。

今回の研究では、このメカニズムを解明するため、急

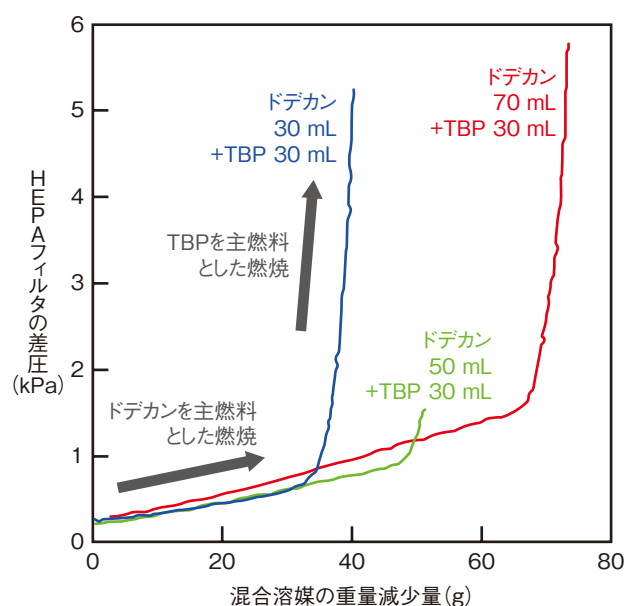


図2-15 試験で測定された HEPA フィルタ差圧の変化

ドデカンと TBP の混合溶媒を燃やすと、ドデカン成分が優先的に燃えます。ドデカンが燃え尽きると TBP を主とした燃烧に移行し、それに伴い HEPA フィルタ差圧の急上昇、すなわち急速な目詰まりが生じます。

激な差圧上昇が生じるタイミングと燃烧に伴う溶媒組成の変化の関係を調べる試験を行いました。試験では、混ぜ合わせる TBP とドデカンの量を変化させた3種類の混合溶媒を用意しました。このとき、TBP 量は 30 mL で一定とし、ドデカン量を変化させました。これらの混合溶媒を燃烧させ、HEPA フィルタの差圧変化を測定しました。また、煤煙・油滴の発生量、混合溶媒の重量減少量、燃烧に伴う溶媒組成の変化を調べました。

HEPA フィルタの差圧変化を図2-15に示します。差圧は燃烧序盤に緩やかに上昇した後、燃烧終盤に急激に上昇しました。混合溶媒の燃烧では比較的燃えやすいドデカンが先に燃烧し、その後は TBP を主とした燃烧に移行すると考えられます。図2-15ではドデカンが少ない溶媒ほど、早期に差圧の急激上昇が生じており、そのタイミングはドデカンが焼失すると予想される点とほぼ一致しました。また、このタイミングで、油滴の発生量が増大することが分かりました。TBP は比較的燃えにくいいため、燃烧終盤では、TBP を含む未燃の油滴が放出されることが要因と考えられます。この油滴がフィルタを閉塞させることで差圧が急激上昇する、という可能性が示唆されました。

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託研究「平成28年度原子力施設等防災対策等委託費（再処理施設における火災事故時影響評価試験）事業」の成果の一部です。

(大野 卓也)

●参考文献

Ono, T. et al., Rapid Clogging of High-Efficiency Particulate Air Filters during In-Cell Solvent Fires at Reprocessing Facilities, Nuclear Technology, vol.206, issue 1, 2020, p.40-47.

2-6 空から放射線量の分布を迅速・広範囲に測る —緊急時における航空機モニタリング活用のための情報整備・技術開発—

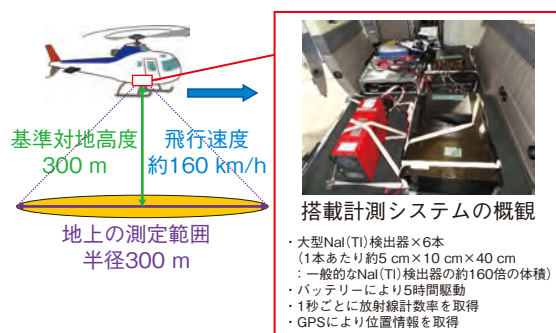


図2-16 航空機モニタリングの概要

機内に計測システムを搭載し、対地高度300m、飛行速度約160km/hを基準として測定を行います。

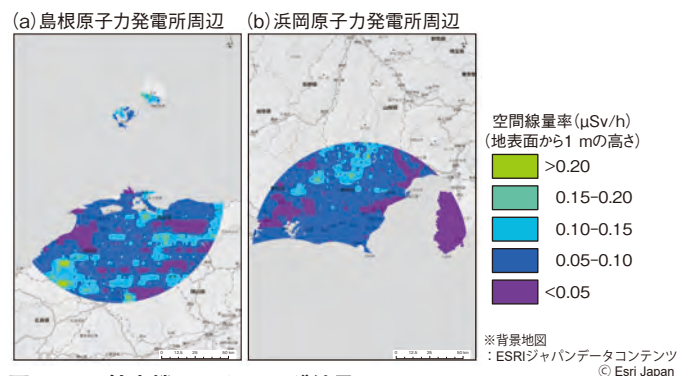


図2-17 航空機モニタリング結果

(a) 島根原子力発電所及び (b) 浜岡原子力発電所周辺の自然放射線量を計測し、マッピングを行いました。



図2-18 リアルタイムに航空機モニタリングデータを共有する通信システム

(a) 通信システムの概略図です。機内から衛星通信を介して、地上とモニタリングデータをリアルタイムで共有します。

(b) 本システムを車両に搭載し、茨城県内を走行して通信試験を行いました。車両走行位置及び放射線計数率が丸い点及び数字で表示されます。丸い点の色は放射線計数率値により6段階で変わります。

原子力災害等の緊急時における有人ヘリコプター等の航空機を用いた放射線モニタリング（航空機モニタリング）の結果は、住民等に対する防護措置の実施判断や環境への放射線影響評価に活用されます。航空機モニタリングは迅速・広範囲に測定が可能であり（図2-16）、比較的高線量率となっている場所や、森林・山間部等の人の立入り困難なエリアにおいても適用できます。このような利点から、東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故直後から航空機モニタリングが実施され、放射性核種の沈着状況が明らかとなりました。1F事故から9年以上経過した現在も原子力災害に備え、緊急時モニタリングのツールとして本技術を活用するための基盤整備に取り組んでいます。

具体例として、全国の原子力関連施設周辺における自然放射線量や航空機モニタリングを実施する際の留意事項を整備しています。2018年度には、中国電力島根原子力発電所及び中部電力浜岡原子力発電所から半径80km圏内において航空機モニタリングを実施し、自然放射線量のデータを取得しました（図2-17）。また、島根原子力発電所周辺には空港の管制区や他機関の飛行訓練エリアがあり、各関係機関との事前調整が必要なこと、浜岡原子力発電所周辺には索道（ロープウェイ等の輸送設備）が多く、急峻な山間部では機体の上昇が遅れ、索道に接触する危険性があるため、索道の位置情報を事前

に入手しておく必要があること等の留意事項を整備しました。以上のような情報を事前に整備し、緊急時における迅速な航空機モニタリングの実施及び放射性核種による環境への放射線影響評価に役立てていきます。

また、緊急時における航空機モニタリング結果の迅速な提供に資するため、リアルタイムに航空機モニタリングデータを共有できる通信システムの開発を行いました（図2-18(a)）。本システムは機内から衛星通信を介して地上にモニタリングデータを共有するもので、PCを用いて放射線計数率及び飛行位置をリアルタイムに電子地図上で閲覧できます。本システムを車両に搭載して茨城県内を走行し、通信試験を実施しました。放射線計数率及び車両の走行位置が途切れることなくリアルタイムに取得・表示ができ、本システムの機能を確認できました（図2-18(b)）。今後、ヘリコプターに本システムを搭載した通信試験を実施するとともに、原子力災害時において、住民等に対する防護措置の実施判断をする際に、より活用しやすくすることを目的として、空間線量率へ自動的に換算して表示する機能の実装等に取り組んでいく予定です。

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成30年度原子力施設等防災対策等委託費（航空機モニタリング運用技術の確立等）事業」の成果の一部です。

（普天間 章）

●参考文献

普天間章ほか、平成30年度緊急時対応技術適用のためのバックグラウンド航空機モニタリング（受託研究）、JAEA-Technology 2019-017, 2019, 95p.

未来を拓く先端原子力科学研究

原子力科学の発展に先鞭をつける学術的・技術的に極めて強いインパクトを持った世界最先端の原子力科学研究を推進し、新原理・新現象の発見、新物質の創製、革新的技術の創出などを旨とするともに、この分野における国際的中核研究拠点としての役割を果たします。

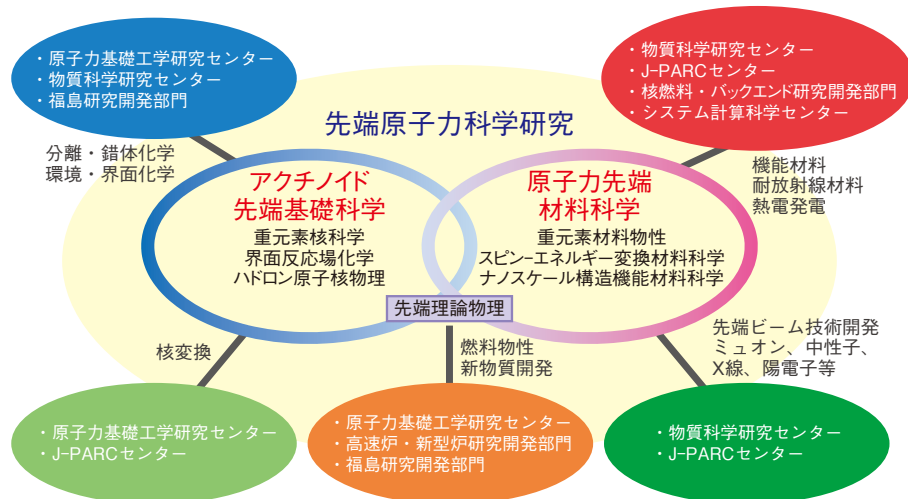


図3-1 先端原子力科学研究の位置づけ

学術的・技術的に極めて強いインパクトを持った世界最先端の原子力科学研究を目指しています。

原子力にかかわる技術の多くは、総合科学の結集として、その基盤が支えられています。しかし、原子力研究開発においては、10年後あるいは20年後に実用化される原子力利用の新しいフェーズに対し、その端緒を拓く研究を進めておくことも必須の課題です。

先端基礎研究センターでは、将来の原子力科学の萌芽となる未踏の研究分野を開拓し、新原理・新現象の発見や新物質の創製、さらには新技術の創出を実現し、学術の進歩と最先端の科学技術の振興を図ることを目指しています。

2015年度から始まった中長期計画では、アクチノイド先端基礎科学及び原子力先端材料科学の2分野で研究をスタートしました(図3-1)。

アクチノイド先端基礎科学では、新しい概念の創出を目指した物理・化学の基礎先端研究を、原子力先端材料科学では、新しいエネルギー材料物性機能の探索とそのための新物質開発を実施しています。そしてこれらの国際的研究活動の中心的役割を担うべく横断的な理論物理研究を進めています。これらの各分野間の連携や、原子力機構内外の研究組織との協力を通して、学術的・技術的に極めて強いインパクトを持った世界最先端の原子力科学研究を推進し、新原理・新現象の発見、新物質の創製、革新的技術の創出などを旨としています。

2019年度は、以下のような成果を挙げました。

重元素核科学の分野では、核分裂片の巨大双極子振動を観測—核分裂過程の解明に期待—(トピックス3-1)として、原子核の核分裂の際に引き起こす振動を、 γ 線観測により明らかにしました。核分裂のメカニズム及び原子核の構造の解明につながる成果です。

界面反応場化学の分野では、錯体の凝集現象を防ぐことで抽出効率を劇的に向上—フッ素原子の強力な疎水性を利用した溶媒抽出法の開発—(トピックス3-2)として、フッ素を利用した新たな溶媒抽出剤を開発しました。

原子力分野をはじめとして広い分野に展開できると期待される成果です。

一方、重元素材料物性の分野では、ウランがもたらす超伝導の新しい物理—スピン三重項超伝導のメカニズムの探求—(トピックス3-3)として、ウラン化合物におけるスピン三重項超伝導体の磁氣的揺らぎを明らかにしました。近年の国際的な研究競争が熾烈な新規な超伝導現象の解明につながると期待される成果です。

スピン・エネルギー材料物性の分野では、高速回転を用いて磁石の隠された特異点を発掘—磁気デバイス高速化の鍵「角運動量補償」の測定装置を開発—(トピックス3-4)として、角運動量補償と呼ばれる現象を測定するデバイスを開発し、その性質を明らかにしました。高速に作動する磁気メモリ開発につながると期待される成果です。

ナノ材料物性の分野では、電子を注入した酸化物材料に現れる「動きにくい電子」の正体とは?—素粒子ミュオンで解き明かす酸化物材料 SrTiO_3 中の余剰電子の性質—(トピックス3-5)として、酸化物材料のエレクトロニクス的性質を特徴づける余剰電子の振る舞いを、ミュオンを用いて明らかにしました。従来のシリコン基盤を超えた酸化物エレクトロニクスの開発につながると期待される成果です。

また、先端理論物理の分野では、反応で明らかにする原子核の特異な形状—クラスター構造の発現と成立度—(トピックス3-6)として、原子核の α クラスター構造と呼ばれる状態の理論的検証を行いました。原子核内のクラスター構造を定量的に調べる理論解析法として期待される成果です。

先端基礎研究センターでは、以上に述べたような原子力基礎研究を通して、高い専門性を有し総合能力を発揮できるような原子力人材の育成も重要な課題として位置づけています。

3-1 核分裂片の巨大双極子振動を観測 —核分裂過程の解明に期待—

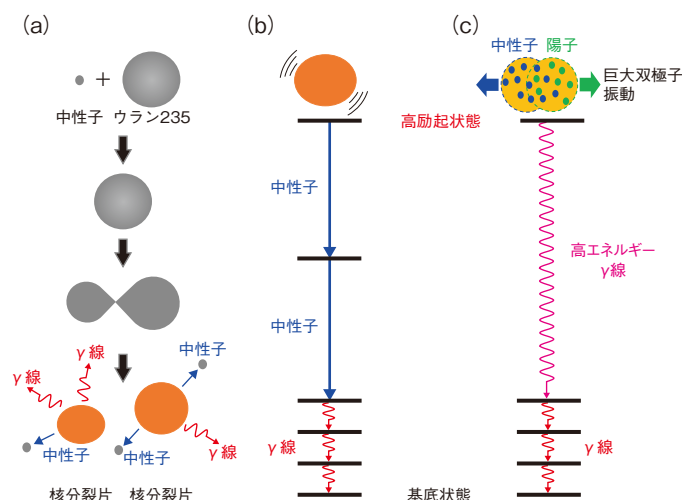


図3-2 核分裂片の生成過程 (a) とその脱励起過程 (b) (c)
通常は中性子を放出した後に γ 線が放出されますが (b)、本研究では中性子を放出することなく高エネルギー γ 線が放出される過程 (c) があることが分かりました。

ウラン 235 の中性子入射核分裂は、原子力発電のエネルギー源として利用されています。核分裂が起きると二つの核分裂片が生成され、核分裂片から中性子と γ 線が放出されます。中性子は別の核分裂を引き起こすことで連鎖反応の維持に使われ、 γ 線のエネルギーは周辺の物質に吸収されることで原子炉全体の約3%の発熱量を担っています。そのため、これらの核分裂当たりの数やエネルギースペクトルのデータは、原子炉の安全性の向上に重要です。

核分裂片から中性子と γ 線がどのように放出されるかを示したのが、図3-2です。核分裂が起きた瞬間、核分裂片は高励起状態にあります。通常は、中性子を優先的に放出することで励起エネルギーを失い、中性子を出せなくなると残りのエネルギーを γ 線が持ち出すと考えられています。この考え方によれば、中性子を出すのに必要なエネルギー（およそ7 MeV）より高いエネルギーの γ 線は放出されないことになります。実際にウラン 235 の中性子入射核分裂においては最大でも7 MeV までの γ 線しか測定されていませんでした。一方、私たちはより高いエネルギーの γ 線が放出される可能性に着目しました。このため、従来よりも10万倍感度が高い測定装置を開発して、図3-3に示すように最大20 MeV

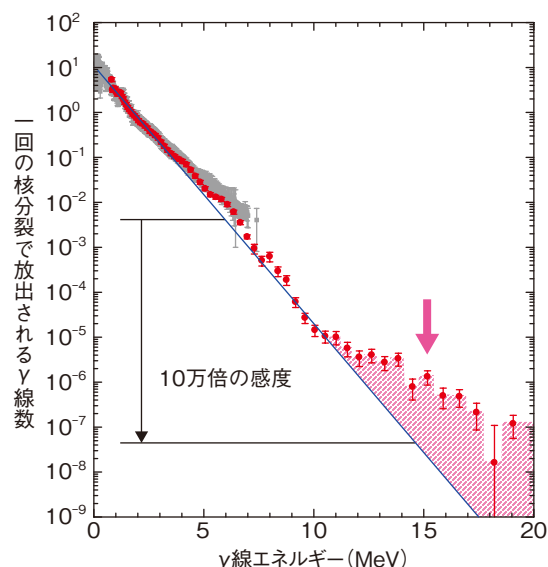


図3-3 γ 線エネルギースペクトル
●が今回得られた測定値、■が過去の測定値をそれぞれ示します。—線は通常の脱励起過程から予測されるスペクトルで、データから15 MeV程度にピークを持つ成分があるのが分かります。

までの γ 線を観測することに成功しました。図を見ると、従来の考え方による直線的な成分と比べて、12 MeVを超える領域でスペクトルが膨らんでいることが分かります。これは、中性子を放出することなく多くの励起エネルギーを γ 線のみで失うメカニズムがあることを示しています。

理論模型を用いた解析からこのような高いエネルギーの γ 線は、核分裂片内で陽子と中性子の集団が互いに逆位相で動く巨大双極子振動状態が出現しており、その状態の脱励起に起因していることが分かりました。このような状態は原子核が高いエネルギーの γ 線を吸収する際に現れることがよく知られていますが、本研究では核分裂、すなわち原子核が二つに分かれる瞬間に現れた振動状態を観測しており、振動状態の特異な出現の仕方を捉えたと言えます。このように高エネルギー γ 線の起源は核分裂のメカニズムを反映しており、その測定は核分裂過程の解明にもつながると考えています。

本研究は、文部科学省の国家課題対応型研究開発推進事業による課題「新たな未臨界監視検出器を目指した核分裂高エネルギーガンマ線の測定」の助成を受けたものです。

(牧井 宏之)

●参考文献

Makii, H. et al., Effects of the Nuclear Structure of Fission Fragments on the High-Energy Prompt Fission γ -ray Spectrum in $^{235}\text{U}(n_{\text{th}}, f)$, Physical Review C, vol.100, issue 4, 2019, p.044610-1-044610-7.

3-2 錯体の凝集現象を防ぐことで抽出効率を劇的に向上 —フッ素原子の強力な疎水性を利用した溶媒抽出法の開発—

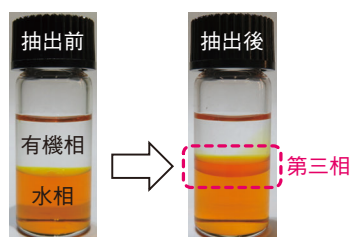


図3-4 第三相の生成例

抽出前には有機相と水相の二相であるが、抽出後は有機相にも水相にも溶解しない第三相を生成してしまいます。

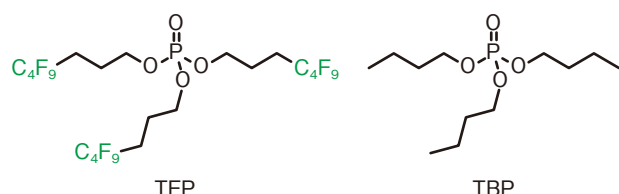


図3-5 フルオラスリン酸エステル (Tri (4,4,5,5,6,6,7,7,7-nonafluoroheptyl) phosphate, TFP) とリン酸トリブチル (TBP) の構造

TFP 末端の C_4F_9 基により、水の溶解度がほとんどゼロであるフルオラス溶媒への溶解性を担保しています。

放射性廃棄物の減容化と有害度の低減を目的とした分離変換技術では、様々な放射性核種を効率的に分離する技術が必要とされています。放射性核種などの金属イオンを選択的に分離する手法として、溶媒抽出法があります。溶媒抽出法は、水と混じり合わない溶媒（有機溶媒等の抽出相）によって、水溶液中から金属イオンなどの目的物質を抽出する、という放射性廃液の処理や有用金属の精製に広く実用化されている分離技術です。多量の金属イオンを含んでいる実廃液等の分離プロセスでは、抽出剤の種類や条件によって、水相にも有機相にも溶解しない不溶性の相（第三相）を生成するという問題があります（図3-4）。

この第三相は、高粘性であるため安定な操業を阻害することや、ウラン等の金属イオンが濃縮されているため臨界の危険性があるにもかかわらず、これまでは抜本的な解決策がありませんでした。この第三相の生成には、水分子や酸分子等の水素結合を起源とした凝集現象が大きく関わっていることが私たちの研究で明らかになってきたため、この水素結合を形成させなければ、おのずと第三相の生成を抑制できるのではないかと考えました。

本研究では、金属イオンの抽出剤として三つのフルオラス部位（ $-C_4F_9$ ）を有するフルオラスリン酸エステル（TFP、図3-5左）を合成し、抽出媒体として多数のフッ化炭素により構成される液体であり、水の溶解度がほとんどゼロであるという性質を持つフルオラス溶媒を利用

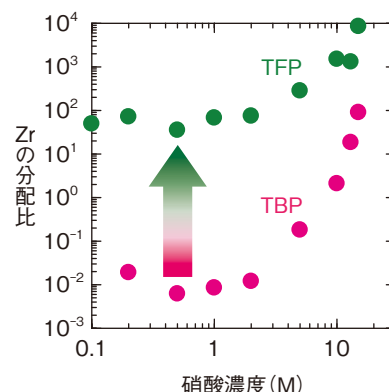


図3-6 抽出剤による Zr の分配比（抽出効率）の硝酸濃度との関係

この実験で用いた TFP の濃度は、TBP の 10 分の 1 でした。TFP を用いた場合、1000 倍以上の分配比を示しており、これは TFP の抽出効率が高いことを意味しています。さらに、従来の有機抽出系では第三相を生成してしまうような高濃度の Zr イオン及び硝酸濃度条件においても、フルオラス抽出系では安定な二相を形成し第三相が全く生成されませんでした。

した新規フルオラス抽出系の開発を行いました。

核分裂生成物の一つであるジルコニウム（Zr）の抽出に関して、原子力分野で利用されている代表的な抽出剤であり、 C_4F_9 部分を持たない以外は TFP と同じ分子構造のリン酸トリブチル（TBP、図3-5右）と比較することにより、フルオラス抽出系の有用性を評価しました。その結果、TFP は、TBP の 10 分の 1 の試薬量であるにもかかわらず、幅広い硝酸濃度領域において、およそ 1000 倍以上の Zr イオンの抽出能力を発揮しました（図3-6）。さらに、第三相生成の抑制効果を検証したところ、従来の有機抽出系では第三相を生成してしまうような高濃度の Zr イオン及び硝酸濃度条件においても、フルオラス抽出系では安定な二相を形成し、第三相が全く生成されませんでした。Zr イオンを抽出したあとのフルオラス溶媒と有機溶媒の成分解析を行ったところ、フルオラス溶媒には、水分子も酸分子もほとんど含まれておらず、フルオラス溶媒の強力な疎水性により第三相の生成を抑制しつつも高い抽出能力を維持した可能性が示されました。今後、フルオラス抽出系を分離変換技術に適用するためには、フッ素含有抽出剤や希釈剤の放射線に対する耐久性を検討する必要があります。

本研究で開発したフルオラス抽出系は、原子力分野だけでなく、一般の工業分野における有用金属の分離などにおいても展開することが期待されます。

（上田 祐生）

●参考文献

Ueda, Y. et al., Extraction Performance of a Fluorous Phosphate for Zr(IV) from HNO_3 Solution: Comparison with Tri-*n*-Butyl Phosphate, Solvent Extraction and Ion Exchange, vol.37, issue 5, 2019, p.347-359.

3-3 ウランがもたらす超伝導の新しい物理 ー スピン三重項超伝導のメカニズムの探求 ー

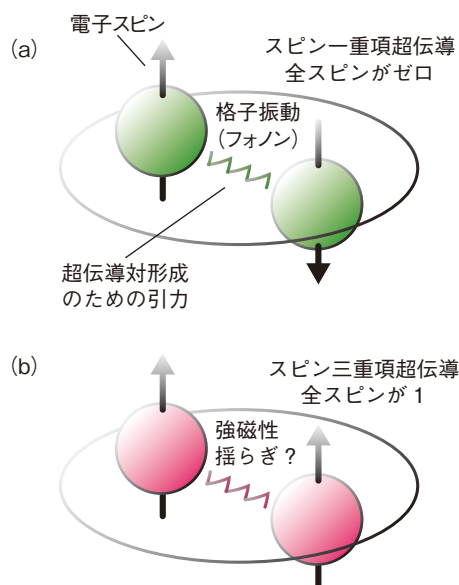


図3-7 2種類の超伝導対

通常、超伝導対は全て電子スピンの向きが反平行の一重項状態 (a) を取ります。ところが、一部のウラン化合物ではスピンの向きが平行な三重項状態 (b) が実現します。

核燃料として知られるウランが、ここ数年、超伝導の基礎研究においても大きな注目を集めています。1911年のカメルリング・オンネスによる水銀の超伝導の発見以来、この分野では銅酸化物超伝導体や鉄系超伝導体など、多くの新しい超伝導体が発見されてきました。その中で明らかになってきたことは、超伝導は従来考えられていたよりも、はるかに多様性に富むということです。特に2000年以降は、ウランを含む化合物で、これまでの常識を覆す超伝導現象の発見が相次いでいます。その背景にはスピン三重項超伝導と呼ばれる新しい超伝導の物理世界が広がっています。

超伝導の本質は二つの電子が対を組み（超伝導対）、それが集団運動をすることにあります。図3-7 (a) に示すように、これまで知られていた超伝導体では、超伝導対のスピンは全て反平行で、全スピン量はゼロでした。しかしスピン三重項超伝導ではスピンは平行で、全スピン量は1となります（図3-7 (b)）。その帰結として、本質的に相反するはずの強磁性秩序と超伝導がミクロに共存したり、通常は磁場で壊されるべき超伝導がむしろ磁場によって増強されるなど、今までにない新しい超伝導現象が出現することが分かってきました。2018年末に新たに発見されたスピン三重項超伝導体 UTe_2 においても新奇な超伝導現象の発見が相次ぎ、そのメカニズムの解明のため、国際的に熾烈な研究競争が続いています。

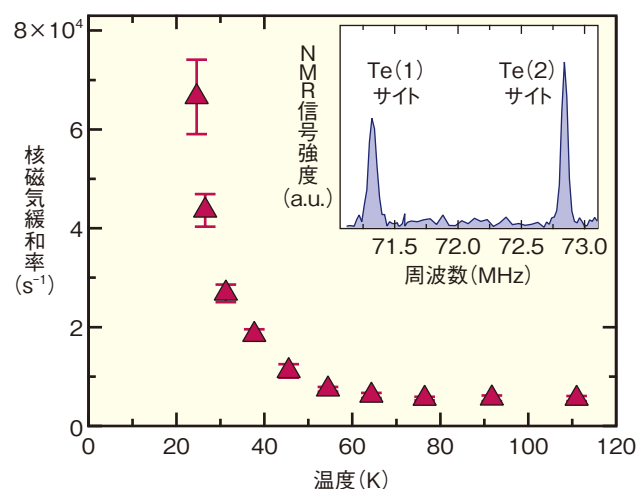


図3-8 核磁気緩和率の温度依存性とNMRスペクトル

磁場を印加すると、物質内部の磁氣的揺らぎの増大により低温で核磁気緩和率 ($1/T_2$) が急激に増大します（挿入図）。結晶学的に異なる二つのサイトが存在するのを反映して、2本のNMRピークが観測されました。

今回私たちは、 UTe_2 の単結晶での核磁気共鳴 (NMR) 実験を世界に先駆けて行い、その電子状態を微視的観点から探りました。図3-8の挿入図に、観測されたNMR信号のスペクトルを示します。 UTe_2 は結晶学的に異なる二つのTeサイトを持つので、それに対応して二つのNMRピークが観測されています。ピークはどちらも非常にシャープであり、結晶の純良性が確認されました。次に観測されたNMR信号を用いて、核磁気緩和率 ($1/T_2$) の温度依存性を測定しました（図3-8）。 $1/T_2$ は、電子のスピンが物質内部につくる磁氣的な揺らぎの強さを反映する物理量です。測定の結果、超伝導が出現する低温領域で、結晶の特定の軸方向に強い磁氣的な揺らぎが急激に発達していることが初めて明らかになりました。スピン三重項超伝導の発見のメカニズムについては、1980年代から磁氣的な揺らぎを超伝導対の引力とする理論が提唱されてきました。今回、私たちが発見した磁気揺らぎと超伝導との関係が注目されます。スピン三重項超伝導は次世代量子コンピュータへの応用も考えられており、今後の研究の発展が期待されています。

本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金基盤研究 (S) (No.15H05745) 「ウラン系重い電子物質の超伝導解明と新奇超伝導状態の探索」の助成を受けたものです。

(徳永 陽)

●参考文献

Tokunaga, Y. et al., ^{125}Te -NMR Study on a Single Crystal of Heavy Fermion Superconductor UTe_2 , Journal of the Physical Society of Japan, vol.88, no.7, 2019, p.073701-1-073701-4.

3-4 高速回転を用いて磁石の隠された特異点を発掘 ー磁気デバイス高速化の鍵“角運動量補償”の測定装置を開発ー

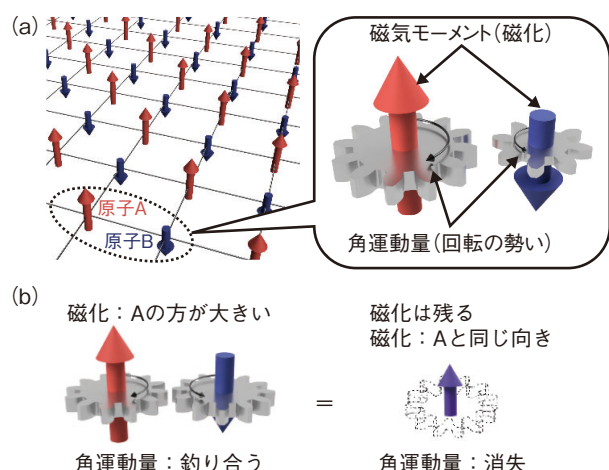


図3-9 フェリ磁性体の模式図

(a) 原子AとBにある電子の磁気モーメントが揃っていますが、その大きさが異なり、向きが逆になっています。このとき角運動量も互いに反対を向いています。
(b) AとBの角運動量の大きさが釣り合い、全体として角運動量が消失しています。この角運動量が釣り合う温度を角運動量補償温度と呼びます。

私たちの身の回りにある磁石の磁力の起源は、電子の角運動量です。角運動量とは回転の勢いを表す物理量で、電子の場合は自転運動に相当する「スピン角運動量」と原子核を中心とした公転運動に相当する「軌道角運動量」を持っています。この角運動量がミクロな磁石（磁気モーメント）として働き、その向きが揃うと磁化が生じ、磁石となります。

磁石の一種であるフェリ磁性体では、複数種の原子の磁気モーメントが図3-9 (a) のように反対向きに整列しています。図3-9 (a) の場合、原子Aの磁気モーメントがBよりも大きく、全体としては原子Aの矢印方向がN極の磁石となります。

一部のフェリ磁性体では、AとBの磁気モーメントや角運動量がある温度で釣り合うことが知られています。磁気モーメントが釣り合う温度は磁気補償温度と呼ばれ、この温度では磁化がなくなります。一方で、角運動量が釣り合う温度は角運動量補償温度と呼ばれ、図3-9 (b) のように原子AとBの角運動量の大きさが釣り合って、全体として角運動量が消失します。しかし、磁化は残っているため磁石として機能します。この角運動量が消失する特異点は、通常の磁化測定では測ることができませんでした。

私たちはバーネット効果（磁石を回転させると回転方向に角運動量が揃い、磁化する現象）を利用して、フェリ磁性体 $\text{Ho}_3\text{Fe}_5\text{O}_{12}$ の角運動量補償温度を世界で初めて決定しました。図3-10に磁石を回転することによ

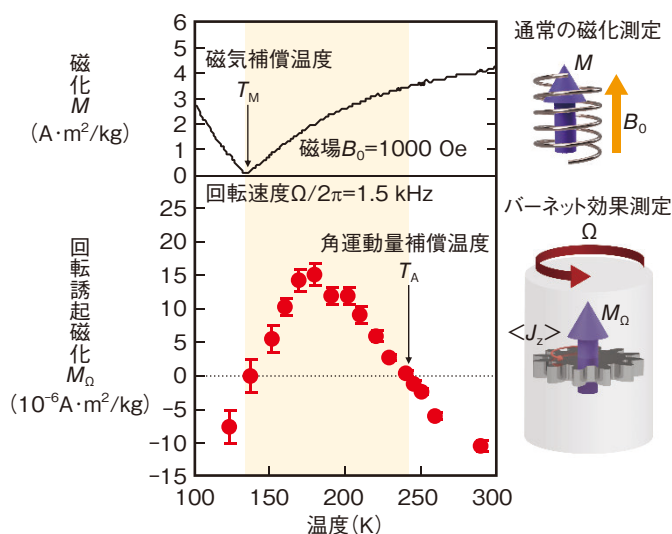


図3-10 磁化及びバーネット効果測定結果

通常の磁化測定では、磁化が消失する磁気補償温度しか測れません。バーネット効果を使うと、回転誘起磁化が0になる温度として角運動量補償温度を測ることができます。

て誘起される磁化の温度変化を示しています。角運動量補償温度 (T_A) では回転誘起磁化が0になっています。これは、角運動量が消失しているためにバーネット効果が働かなくなるためです。また、 $\text{Ho}_3\text{Fe}_5\text{O}_{12}$ のホルミウム (Ho) の一部をジスプロシウム (Dy) に置換することで、角運動量補償温度が室温 (293 K) となる材料の開発にも成功しました。

磁気メモリーでは磁化の向きを情報として記録しており、情報の書き換えのために磁化を反転する必要があります。通常の磁石では角運動量があるせいで、磁化を反転させる際にコマの首振り運動のように歳差運動してしまい、完全に反転するまでに時間がかかってしまいます。一方、角運動量が消失している角運動量補償温度では、磁化の向きを高速で変えることが可能であるため、磁気メモリーの高速作動につながる現象として注目されています。

回転を利用して角運動量補償温度を測定する本技術は、次世代高速磁気デバイス向けの材料探索につながると期待されます。

本研究は、科学技術振興機構の戦略的創造研究推進事業 総括実施型研究 (ERATO) (No.JPMJER1402) 及び日本学術振興会科学研究費補助金新学術領域研究 (研究領域提案型) (No.26103005)、基盤研究 (A) (No.26247063)、基盤研究 (B) (No.16H04023, 17H02927)、基盤研究 (C) (No.15K05153, No.16K06805) の助成を受けたものです。

(今井 正樹)

●参考文献

- Imai, M. et al., Observation of Gyromagnetic Reversal, Applied Physics Letters, vol.113, issue 5, 2018, p.052402-1-052402-3.
Imai, M. et al., Angular Momentum Compensation Manipulation to Room Temperature of the Ferrimagnet $\text{Ho}_{3-x}\text{Dy}_x\text{Fe}_5\text{O}_{12}$ Detected by the Barnett Effect, Applied Physics Letters, vol.114, issue 16, 2019, p.162402-1-162402-4.

3-5 電子を注入した酸化物材料に現れる「動きにくい電子」の正体とは？ —素粒子ミュオンで解き明かす酸化物材料 SrTiO_3 中の余剰電子の性質—

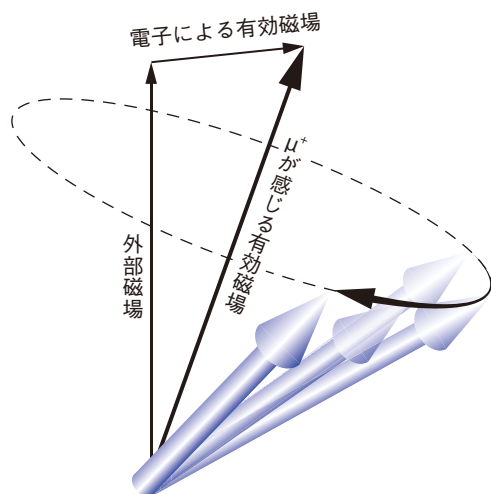


図3-11 磁場を感じて回転する μ^+ スピン
 磁場下におかれた μ^+ のスピン（立体矢印）は、ちょうどコマの首振り運動のように、磁場を軸にして回転します。この回転の周波数は、 μ^+ が感じる有効磁場の大きさに比例します。 μ^+ の近くに余剰電子が局在すると、 μ^+ の位置に電子の磁気による有効磁場が加わるため、周波数に変化が生じます。

シリコンを基幹材料とする従来のエレクトロニクスの限界を超えて、電子デバイスのさらなる高機能化を実現するために、近年、金属酸化物を基幹材料とする「酸化物エレクトロニクス」の研究が盛んに行われています。その中で鍵を握るのが、チタン酸ストロンチウム (SrTiO_3) という酸化物です。 SrTiO_3 はコンデンサ用の誘電材料としてよく知られた絶縁体ですが、これにニオブや水素といった不純物を添加したり、結晶中の酸素を引き抜いたりすると、伝導帯に電子が入って電気が流れるようになります。こうして注入された余剰電子は、遷移金属酸化物の中では例外的に高い移動度を示すことが知られており、この性質が様々な応用につながると期待されています。

このように「動きやすい電子」が存在する一方で、電子を注入した SrTiO_3 では「動きにくい電子」の痕跡も同時に見つかっており、その正体は長年の謎とされてきました。一般に「動きにくい電子」は「動きやすい電子」とは全く異なる電気・磁氣的性質を持つため、前者はこの材料から新たな物性を引き出すための鍵になる可能性があります。

私たちはこの「動きにくい電子」の正体を明らかにするために、+1 価の電荷を持つ正ミュオン (μ^+) と呼ばれる素粒子を用いることにしました。 μ^+ は軽い水素原子核と見なせるため、これを SrTiO_3 に打ち込むこと

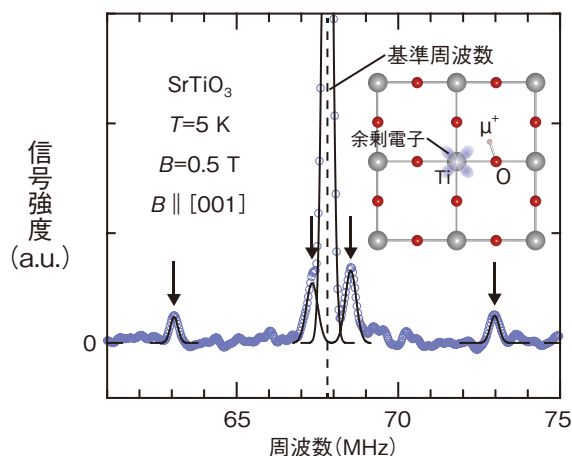


図3-12 SrTiO_3 の μ^+ SR 周波数スペクトル
 μ^+ の近くに余剰電子が局在すると、その影響により基準周波数（電子が局在していない場合に対応）からずれた位置に信号が現れます。この周波数のずれを定量的に解析することにより、 μ^+ と余剰電子の位置関係が挿図のように決まります。

で結晶中に水素をごくわずかに添加した状態を模擬することができます。さらに、 μ^+ はスピンを源とする微小な磁石としての性質を持っているため、それを磁気センサーとして用いることで μ^+ とともに持ち込まれた余剰電子について原子スケールのミクロな知見を得ることができるのです（図3-11）。 μ^+ を使ったこの測定は、水素そのものを用いた類似の測定に対し、信号の検出感度において大きな優位性を持っています。

私たちは加速器により得られた μ^+ ビームを SrTiO_3 単結晶に打ち込み、 μ^+ スピン回転 (μ^+ SR) 法により余剰電子の状態を調べました。低温における測定により、私たちは μ^+ に隣接するチタン原子に捕獲されて動けなくなっている余剰電子を観測することに成功しました（図3-12）。さらに、この局在した電子は予想に反して束縛が非常に弱く、わずかなはずみで結晶中を動き回る「動きやすい電子」と入れ替わる可能性があることも分かりました。これらの結果は、水素を添加した SrTiO_3 における「動きにくい電子」の正体が、“水素原子に隣接する特別なチタン原子に一時的に捕われた余剰電子”であることを示唆しています。これは長年の謎とされてきた「動きやすい電子」と「動きにくい電子」の共存機構を解明する上で、大きな手掛かりになると考えられます。

(伊藤 孝)

●参考文献

Ito, T. U. et al., Polaronic Nature of a Muonium-Related Paramagnetic Center in SrTiO_3 , Applied Physics Letters, vol.115, issue 19, 2019, p.192103-1-192103-4.

3-6 反応で明らかにする原子核の特異な形状 — クラスター構造の発現と成立度 —

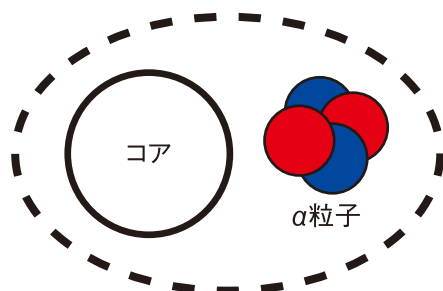


図3-13 クラスター構造の模式図

陽子（●）と中性子（●）二つずつから成るα粒子とコア核に空間的に分かれたクラスター構造の模式図です。コア核の安定性が強い場合や、α粒子とコア核に分離するのにちょうど良いエネルギーを持つときにクラスター構造の発現が期待されています。

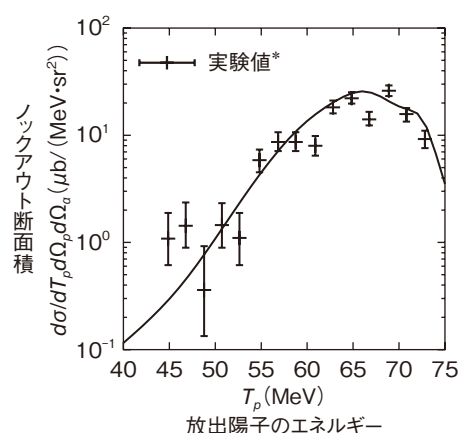


図3-15 $^{20}\text{Ne}(p, p\alpha)^{16}\text{O}$ 反応断面積

実験値 (Carey, T. A. et al.) * と、 ^{20}Ne の基底状態に $\alpha+^{16}\text{O}$ クラスター状態が 26% 存在するとした場合の反応理論計算 (実線) との比較を示します。

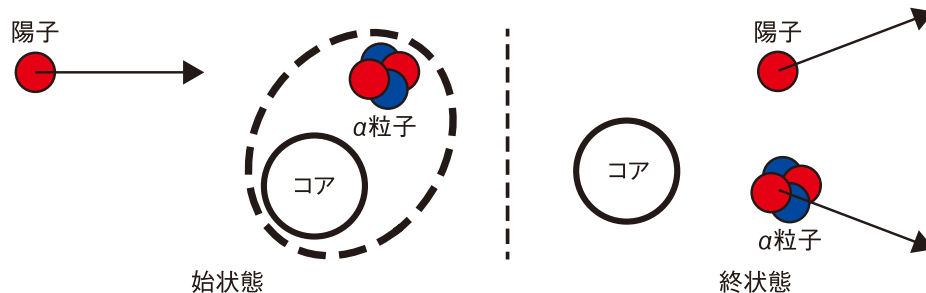


図3-14 陽子（●）による原子核からのα粒子nockアウト反応の模式図

陽子と中性子（総称して核子）のたった2種類から成る原子核は、その単純な組成に反して多彩な様相を示すことが知られています。興味深い原子核の描像・構造として、クラスター構造があります。これは核子が二つまたはそれ以上の少数の塊に分かれ、単純な一つの球ではない特異な形状となった状態です。特にα粒子が安定で強く束縛することから、α粒子とコア核に分かれるαクラスター構造(図3-13)がその典型です。クラスター状態は主に軽い、整数個のα粒子と同じ陽子・中性子数を持つ原子核 (^8Be , ^{12}C , ^{16}O , ^{20}Ne , ^{24}Mg 等) でその存在が期待され、実験・理論の両面から実証的研究が行われています。

本研究では、散乱理論の立場からクラスター構造と散乱観測量との対応関係を明らかにし、散乱実験観測量との直接比較によってクラスター構造を調査するために、陽子を原子核に入射しα粒子を叩き出すnockアウト反応(図3-14)の理論研究を行いました。nockアウト反応は比較的高い入射エネルギー(数百 MeV)の陽子を原子核にぶつけることで、原子核からα粒子を叩き出す反応手法です。高い入射エネルギーによって、α粒子は束縛状態から散乱状態へ一段階過程で遷移するため、

反応確率(断面積)とクラスター状態の存在確率が一対一対応し、その存在を散乱実験値から決定できるのが本手法の利点です。

α 、 ^{16}O 原子核はともに特に安定な閉殻構造を持つため、 ^{20}Ne は $\alpha+^{16}\text{O}$ クラスター構造が期待できる原子核です。 ^{20}Ne からのαnockアウト反応実験は1984年に測定され、当時の解析では ^{20}Ne 基底状態中に $\alpha-^{16}\text{O}$ クラスター成分が約60%存在するという結果が報告されましたが、この数値は構造理論の予言に対して2〜3倍程度大きいという未解決の問題がありました。

核子の自由度に基づいた構造理論と、最新の相互作用等を用いた反応理論計算を行うことで、本研究では実験データと無矛盾にnockアウト反応断面積が再現できることが示されました(図3-15)。これは、αnockアウト反応理論で定量的に実験データを再現した最初の例であり、本手法がクラスター状態を定量的に調査可能であることを示した重要な成果です。

(吉田 数貴)

* Carey, T. A. et al., Alpha-Particle Spectroscopic Strengths Using the $(p, p\alpha)$ Reaction at 101.5 MeV, Physical Review C, vol.29, issue 4, 1984, p.1273-1288.

●参考文献

Yoshida, K. et al., Quantitative Description of the $^{20}\text{Ne}(p, p\alpha)^{16}\text{O}$ Reaction as a Means of Probing the Surface α Amplitude, Physical Review C, vol.100, issue 4, 2019, p.044601-1-044601-6.

原子力科学の共通基盤技術を維持・強化して原子力利用技術を創出

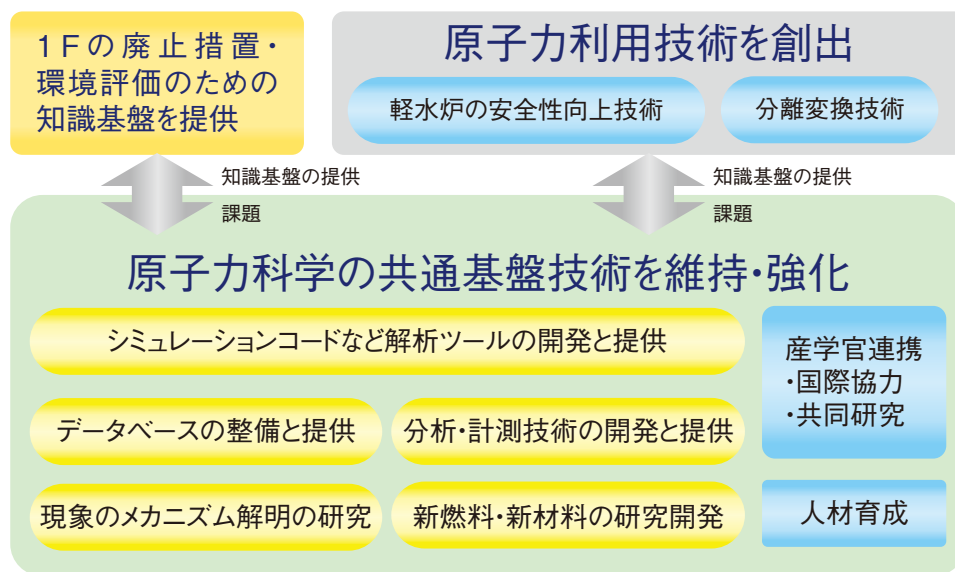


図4-1 原子力基礎工学研究の概要

原子力科学の共通基盤技術を維持・強化しています。さらに、東京電力福島第一原子力発電所（1F）の廃止措置等に知識基盤を提供するとともに、軽水炉の安全性向上技術、放射性廃棄物の有害度を低減させる分離変換技術などの研究開発も進めています。

原子力エネルギーの利用や放射線利用は、基礎となるデータベースやシミュレーション解析コードなどのツール、分析技術、現象のメカニズムに関わる知識など共通基盤技術・知識基盤によって支えられています。私たちは常に新技術の創出と最新の知見や技術をこれらに取り込む研究開発を行い、産業界・大学・政府機関などに提供をしています。また、軽水炉の安全性向上技術や放射性廃棄物の有害度を減らす分離変換技術など新しい原子力利用技術の研究開発も行っています（図4-1）。本章では、近年の研究開発による成果を紹介します。

国際原子力機関の光核反応データベースを開発するための研究プロジェクトに参加し、収録された219核種のデータのうち、原子力機構から147核種のデータを提供しました。この成果は電子線形加速器施設の廃止措置における放射性廃棄物量の低減などへの貢献が期待されています（トピックス4-1）。

従来の核反応断面積評価モデルよりも高精度に核データを評価できる手法を考案しました。この成果は高レベル放射性廃棄物に含まれている長寿命核分裂生成物の有害度低減のための核変換システム研究に役立つことが期待されます（トピックス4-2）。

東京電力福島第一原子力発電所の原子炉压力容器（RPV）の長期にわたる健全性の確保のため、RPV内壁の冷却水と気相の界面を模擬した環境における鋼の腐食速度を測定する試験を実施しました。その結果、常時冷却水に接している環境よりも気液界面環境の方が、4倍以上腐食速度が大きく、クラスト層で酸素還元反応が加速されることが原因であることが分かりました（トピックス4-3）。

電子スピン共鳴を利用した外部被ばく線量計測法には検出限界線量が高すぎる（100～200 mGy）課題がありま

した。そこで、歯を破碎して遠心分離する技術を新たに開発することにより、40 mGy以下まで検出できるようにしました。この新技術を福島県で捕獲された野生ニホンザルに適用した結果、100 mGy以下の被ばくを受けているサルが複数いることが分かりました（トピックス4-4）。

巨大な太陽フレアの発生時、航空機高度では1フライトで公衆の年間被ばく線量限度を超える可能性があります。このため、原子力機構は大気圏内での宇宙線挙動解析モデルと全解析モデルの統合システムの開発を担当して、必要に応じて警報を発令するシステムを多くの研究者と共同開発しました。この成果は、国際民間航空機関を介して航空会社に提供され、乗客・乗務員の被ばく低減対策に活用される見込みです（トピックス4-5）。

核変換のための分離技術として、新たにSELECTプロセスと呼ぶCHON試薬を用いた抽出分離プロセスを提案し開発中です。使用済燃料の溶解液を使用して、そのステップ1としてウランとプルトニウムを分離し、続くステップ2として、マイナーアクチノイドと希土類元素を一括して回収することに成功しました（トピックス4-6）。

加速器駆動システム（ADS）の冷却材中の鉛と中性子の核反応断面積を多角的に評価するため、米国の臨界実験装置とプルトニウム燃料を用いた臨界実験を実施しました。この日米協力実験により、高速中性子体系での鉛の核データの妥当性を検証できました（トピックス4-7）。

ADSの設計に必要な材料照射データベースを構築するため、スイスの陽子加速器を用いた材料の照射後試験を国際プロジェクトの参加国として分担して実施しました。試験片が特殊な形状であるため、照射による変形挙動が標準的な試験片と異なり、新しい補正式が必要であることが分かりました（トピックス4-8）。

4-1 核反応データベースの開発を通じた国際貢献 ー光核反応の利用を支える信頼性の高いデータベースの完成ー

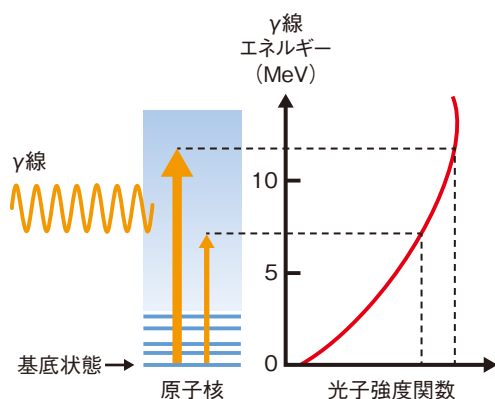


図4-2 原子核のγ線吸収と光子強度関数の関係

原子核に高エネルギーのγ線を照射すると、原子核はγ線を吸収し、基底状態から励起します。この吸収のしやすさを表すのが、光子強度関数です。この模式図では、低いエネルギーのγ線よりも高いエネルギーのγ線の方が原子核により吸収されやすい、つまり断面積が大きいということを表しています。

光核反応は原子核に高エネルギーのγ線を照射したときに起こる現象であり、この現象の起こりやすさ（断面積）をまとめた光核反応データベースは科学研究のみならず実用研究においても利用される基盤データです。このように重要なデータであるにもかかわらず、1960から80年代にかけて光核反応研究をリードしたグループが異なる施設で測定した断面積には、大きな差異がありました。この差異は、例えば電子線加速器施設などの廃止措置において、計算される放射化量に不確かさを生じさせます。その結果、放射性廃棄物の処分に大きな余裕を持たせることが必要になり、廃棄物の量が増大してしまいます。そこで国際原子力機関（IAEA）は、信頼性を高めた光核反応データを提供するため、2016年に光核反応データベース開発の研究プロジェクトを開始し、15か国が参加しました。

多様な応用の観点からデータベースには、核種やγ線エネルギーの範囲を幅広く包含していることが要請されます。しかし、実験のみではこの要請を満たすことが困難なため、核反応モデルによる計算値で補う必要があります。本研究では、原子力機構が開発している核反応モデル計算コード「CCONE」を用い、このコードに4種類ある最新の光子強度関数モデルを組み込みました（図4-2）。これらの光子強度関数を使い、多くの核種や広いエネルギー範囲に対して断面積を計算し測定値と比較することで、測定値への再現度が高い光子強度関数モデルを決定しました。

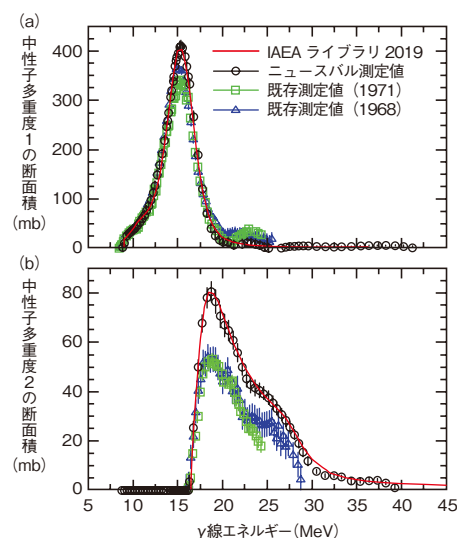


図4-3 ^{139}La の異なる中性子多重度を持つ断面積の比較

中性子多重度は1核反応で放出される中性子の個数を表しています。中性子多重度が（a）1と（b）2の場合について、評価値（IAEAライブラリ2019）と測定値との比較を示しています。ニュースバル放射光施設で取得された最新の測定値を、本評価値はよく再現していることが分かります。

光核反応データの評価では、塩素（原子番号 $Z=17$ ）からプルトニウム（ $Z=94$ ）までの140核種についてCCONEコードで評価計算を行い、1～200 MeVのγ線エネルギーに対して光吸収断面積や光中性子断面積、核分裂断面積などのデータを整備しました。特に大きな断面積を持つ巨大双極子共鳴領域（10～20 MeV）において光中性子断面積の再現性を高めることで、実用研究での利用に対する信頼性を向上させました。

図4-3にはランタン139（ ^{139}La ）の光中性子断面積のうち、中性子多重度1と2の断面積に対する評価値と測定値との比較を示しています。評価値は異なる多重度を持つ断面積に対して、研究プロジェクトの実験グループによって提出された測定値をよく再現しています。本評価から光核反応で放出される中性子量は従来よりも多いことが分かりました。

国際協力で開発した「IAEA光核反応データライブラリ2019」には重水素（ ^2H ）からプルトニウム241（ ^{241}Pu ）までの219核種が収録されています。このうち既存の7核種を含む147核種が原子力機構から提出されており、これは本データベース開発において顕著な貢献となっています。

信頼性が高まった光核反応データベースの利用により、電子線加速器施設の廃止措置における放射性廃棄物量の低減や放射線治療における人体へのγ線照射の最適化が可能になると期待されます。

（岩本 信之）

●参考文献

Kawano, T., Iwamoto, N. et al., IAEA Photonuclear Data Library 2019, Nuclear Data Sheets, vol.163, 2020, p.109-162.

4-2 LLFP の低減化システム評価のための核データ開発

—最新の原子核理論で長寿命核分裂生成物 (LLFP) の核反応断面積を予測する—

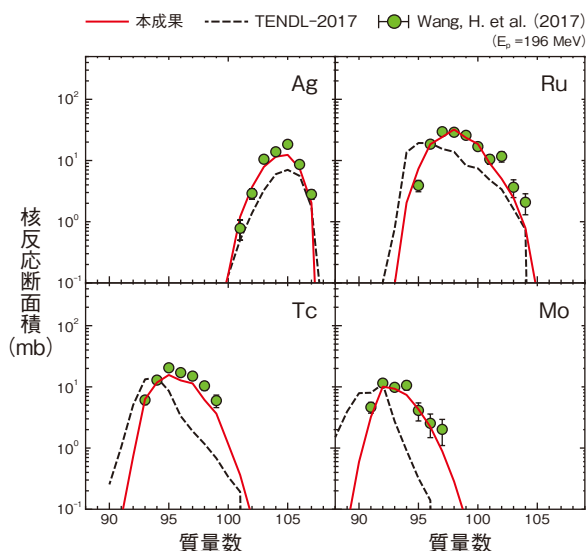


図4-4 陽子と ^{107}Pd の核反応による生成原子核の断面積
 ^{107}Pd ビームを陽子標的に衝突させたときの、銀 (Ag)、ルテニウム (Ru)、テクネチウム (Tc)、モリブデン (Mo) 同位体の生成断面積の実測値 (Wang, H. et al. (2017))*と既存の核データファイル (TENDL-2017) の値を示しています。TENDL-2017 に比べ、本成果 (—線) は実測値によく一致しています。

原子炉を運転すると放射性物質が発生し、その一部は何世代にもわたって高い放射能レベルを維持します。そのため日本では、将来の人間の管理に委ねずに済むように、安定した地層に高レベル放射性廃棄物として処分する方針が示されています。一方で、この中に含まれている長寿命核分裂生成物 (LLFP) を短寿命若しくは放射能のない安定な同位体へ「核変換」し、有害度を低減させることも一つの選択肢として考えられています。

核変換を実施する方法として、加速器や原子炉で生成される陽子や中性子ビームを LLFP に照射することが考えられます。核変換が最も効率的に進む工学的な設計を行うためには、数値シミュレーションによる評価が重要です。この数値シミュレーションの重要なインプットとして、LLFP と陽子・中性子の核反応断面積などの核データがあります。しかし、核反応断面積の測定に十分な量の LLFP 試料を作成することは難しく、その実測値は限られています。そのため、核変換システムの数値シミュレーションに必要な核データの信頼性に課題がありました。

LLFP のように、実測値が限られた核反応断面積を評価するためには、理論モデルを用いた数値計算によって補う必要があります。そこで私たちは、核反応断面積の評価に (1) 原子核の持つ統計的性質を利用した低エネルギー中性子の共鳴吸収断面積の予測、(2) 最新の核構造モデル計算から得られた原子核励起状態からのガンマ線放出確率の採用、(3) 原子核の変形度を考慮した新しい核構造モデルによるエネルギー準位密度計算、

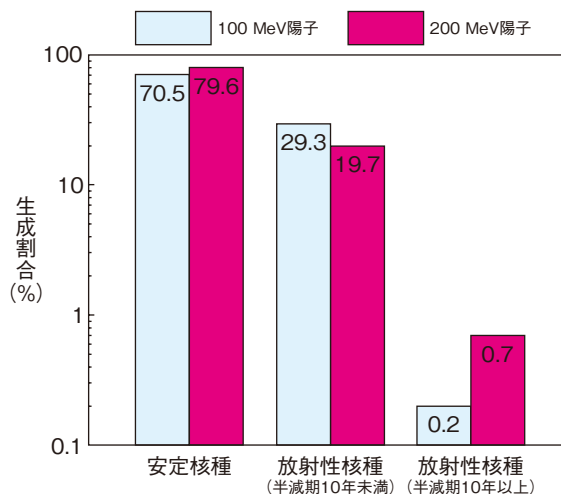


図4-5 本成果を用いた核変換シミュレーションの結果
 ^{107}Pd を 100 及び 200 MeV の陽子によって核変換したときの生成核種の割合を示しています。 ^{107}Pd が核変換されると、大部分が安定核種と半減期 10 年未満の短寿命の放射性核種となることが分かりました。

を導入するなど、従来モデルよりも高精度に核データを評価できる手法を開発しました。

図4-4は、開発した核データ評価手法と既存の核データファイル (TENDL-2017) について、実験により測定された核反応断面積 (Wang, H. et al. (2017))*と比較したものです。TENDL-2017 と比べ、本成果が実測値をよく再現していることが分かります。図4-5は、本成果の核反応断面積を用いて核変換の数値シミュレーションを行った結果の一例を示しています。 ^{107}Pd (半減期 650 万年) に陽子を照射して核変換すると、大部分が安定核種と半減期 10 年未満の短寿命核種になることが分かりました。

本成果は、LLFP の有害度低減や資源化のための核変換システム研究に資することが期待されます。さらに、核物理学の最新知見を導入して開発した本評価手法は LLFP 以外にも適用可能な汎用性の高いものです。今後、加速器を用いた中性子源の開発や医療用陽子加速器施設の放射化量評価などに必要なデータベースの構築に反映させたいと考えています。

本研究は、内閣府総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム (ImPACT) の「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化」プロジェクトの一環として実施したものです。
 (湊 太志)

* Wang, H. et al., Spallation Reaction Study for the Long-Lived Fission Product ^{107}Pd , Progress of Theoretical and Experimental Physics, vol.2017, issue 2, 2017, p.021D01-1-021D01-10.

●参考文献

Kunieda, S., Minato, F. et al., JENDL/ImPACT-2018: A New Nuclear Data Library for Innovative Studies on Transmutation of Long-Lived Fission Products, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.56, issue 12, 2019, p.1073-1091.

4-3 気液界面における低合金鋼の腐食加速現象 —鉄錆層の構造解析から腐食加速機構を解明する—

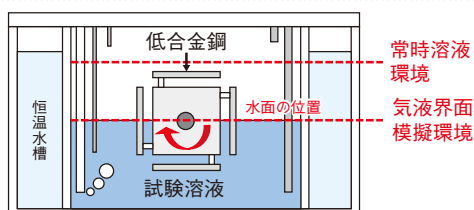


図4-6 回転型腐食試験による気液界面環境を模擬した腐食試験
水面の位置を調整して低合金鋼を回転させることで、水中と気中に交互に暴露する環境や常時溶液にある環境を模擬できます。

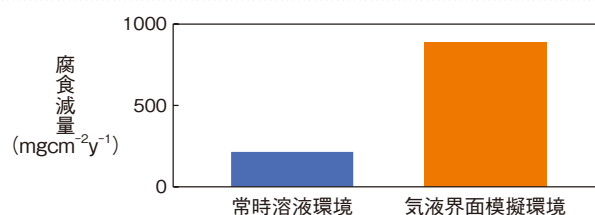


図4-7 気液界面模擬環境における腐食加速
気液界面を模擬した環境では常時溶液環境と比較して腐食速度が4倍以上になり、腐食が加速していることが分かります。

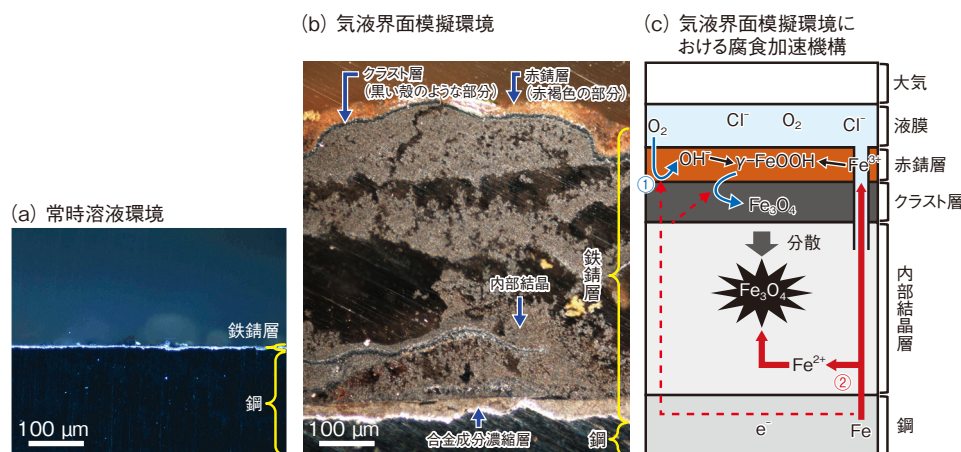


図4-8 腐食試験後試料の断面顕微鏡写真 (a) 常時溶液環境、(b) 気液界面模擬環境及び (c) 気液界面模擬環境における腐食加速機構

気液界面模擬環境では複雑な形状の鉄錆層が形成されることで常に酸素還元反応面が液膜に近くなり、低合金鋼の腐食が加速したと考えられます。

東京電力福島第一原子力発電所 (1F) 1～3号機には冷却水が循環注入されており、原子炉の内部調査から低合金鋼 (合金元素を約10%以下の割合で添加した鋼) は気液界面環境 (気中と液中の界面に該当する環境) にさらされていることが確認されました。これまでの研究で気液界面では表面張力によって液膜が炭素鋼 (炭素を約0.02～2%の割合で添加した鋼) 上に形成されることにより、酸素還元反応が加速されることで腐食速度が増大すると報告されています。一方、1F原子炉压力容器 (Reactor Pressure Vessel: RPV) に使用されている組成の低合金鋼の気液界面環境における腐食速度や腐食機構は分かっておらず腐食速度の予測は困難でした。

本研究では、図4-6に示す試験装置を用いて常時溶液環境及び気液界面模擬環境における低合金鋼の腐食試験を実施しました。その結果、気液界面模擬環境における鋼の腐食速度は常時溶液環境より4倍以上大きいことが分かりました (図4-7)。

気液界面模擬環境における低合金鋼の腐食加速機構を明らかにするために、常時溶液環境及び気液界面模擬環境における鉄錆層の断面観察を行いました (図4-8 (a)、(b))。常時溶液環境では、赤錆層も生成するものの溶液から引き上げる過程で脱落し、図4-8 (a) に示すように薄い鉄錆層だけが残りました。一方、気液界面模擬環境については、図4-8 (b) と断面分析の結果から、鉄錆層中には外層から γ -FeOOH からなる赤錆層、密な外殻のような黒色の Fe_3O_4 からなるクラスト層、さらにその内側に結晶性の Fe_3O_4 からなる内部結晶が存在する領

域、素地鋼との界面に存在する合金成分濃縮層を確認しました。このようにして、気液界面模擬環境では常時溶液環境とは異なり鉄錆層は4種類の鉄錆から構成されることを明らかにしました。また、鉄錆層が成長する過程では内部結晶だけが厚くなることも確認しました。

気液界面模擬環境における低合金鋼の腐食加速機構をまとめた模式図を図4-8 (c) に示します。図では説明のために内部結晶、合金成分濃縮層を合わせて内部結晶層とします。腐食反応を律速する酸素還元反応 (図中①: $1/2\text{O}_2 + \text{H}_2\text{O} + \text{e}^- \rightarrow 2\text{OH}^-$) は大気に接する液膜近傍のクラスト層で生じます。クラスト層と鋼は内部結晶層を通じて電気的に接続されていることを確認しており、鉄の溶解反応 (図中②: $\text{Fe} \rightarrow \text{Fe}^{2+} + 2\text{e}^-$) で生じた電子がクラスト層に供給されることが分かります。そのため、内部結晶層が厚く成長してもクラスト層で生じる酸素還元反応は継続し、腐食反応が加速された状態が維持されていたと考えられます。一方、常時溶液環境では気中から遠く、拡散による酸素供給量が少ないため、クラスト層は形成せず酸素還元反応が鋼上で生じ、鉄錆層の形成により酸素の移動が阻害されて酸素還元反応速度が遅くなったと考えられます。

本研究により、クラスト層の形成が気液界面における腐食加速のカギとなることが明らかになるとともに、1F RPVの気液界面環境での腐食模擬実験が可能となりました。今後は、気中酸素濃度や海水成分が腐食速度や腐食機構に及ぼす影響を明らかにし、1F RPVの長期にわたる健全性の確保に貢献する研究につなげていく予定です。
(大谷 恭平)

●参考文献

大谷恭平ほか, 気液交番環境における低合金鋼の腐食加速機構の解析, 材料と環境, vol.68, no.8, 2019, p.205-211.

4-4 歯を用いた低線量外部被ばく推定法の開発 ー遠心分離法による妨害因子の除去ー

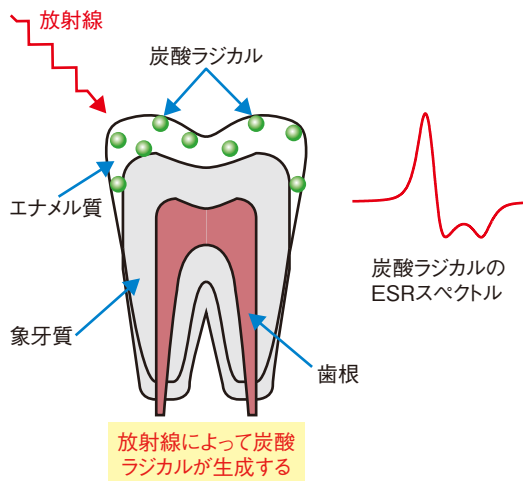


図4-9 放射線によって歯に生成する炭酸ラジカル
環境からの放射線にさらされると、歯の中に炭酸ラジカルが生成します。この炭酸ラジカルの寿命は1000 年以上といわれており、一度生成するとほとんど減ることがありません。

2011 年の東日本大震災によって引き起こされた東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故において、放射性核種が環境中に放出され、ヒトや野生動物が低線量率で低線量の被ばくを受けました。ヒトの被ばくは曖昧な記憶に頼った行動記録と生活環境の線量率から推定するしかなく、動物の場合も過去の行動履歴を把握することは不可能で、動物の捕獲地点の線量率を元に計算で推定するしかない状況であり、正確な線量を調べる方法が必要でした。

通常、電子はペアになってクルクルと回っていますが（スピン）、ペアになれない電子（不対電子）も存在します。ラジカルは不対電子を持っており、電子スピン共鳴（ESR）装置を用いるとこのラジカルを検出することが可能です。

歯が放射線を浴びると、エナメル質中に1000 年以上の寿命を持つ炭酸ラジカルを生成します（図4-9）。ESR 線量計測法は、この炭酸ラジカルの量を指標として、歯ができてから現在までの個体の被ばく線量の総量を実測する方法です。広島・長崎の原爆、チェルノブイリ原子力発電所事故の被ばく線量評価に利用されるほか、核テロ時の被ばく線量評価への利用も検討されています。しかし、この手法は高線量率で高線量の被ばく（数百 mGy から数 Gy）の評価を対象としてきたために検出限界線量は100 mGy ～ 200 mGy であり、1F 事故で想定される低線量率で低線量の被ばく（100 mGy 以下）を評価することは不可能でした。本手法の検出限界線量を改善し、将来的なヒト乳幼児の被ばく線量評価に適用

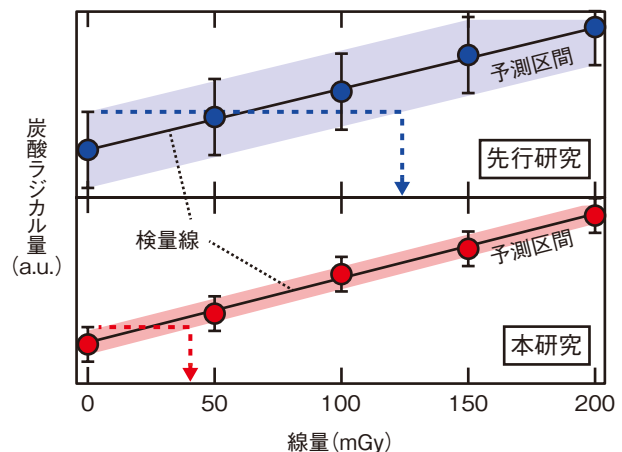


図4-10 線量と炭酸ラジカル量の関係の模式図

先行研究では検量線に対して、繰り返し測定のためばらつきが大きかったのですが、本研究では遠心分離によってきれいにエナメル質を分離できたため、ばらつき及び予測区間（帯）が狭くなり、検出限界（標準偏差と予測区間で決定されます）が改善されました。

するため、ヒトに近いニホンザルの歯を用いて低線量被ばくを評価できるようにしました。

ESR 線量計測法においては、ESR 測定を妨害する象牙質を取り除く必要があります。しかし、硬く・小さい動物の歯はヒトの歯のように歯科用ドリルで削り取って除去することは不可能でした。そこで、歯を粉々に砕いて粒子状にしたあと、エナメル質と象牙質の密度の違いを利用して遠心分離法で分離することを試みたところ、両者をきれいに分離することができるようになりました。

1F 事故の影響を受けていない地域で捕獲されたニホンザルのエナメル質を用いて、50 mGy の γ 線照射と ESR 測定を繰り返し、線量と炭酸ラジカルの量の関係（図4-10）を詳細に調べたところ、検出限界線量を40 mGy 以下にまで改善することができました（赤破線矢印）。この高感度化された ESR 線量計測法を福島県で捕獲された野生ニホンザルの被ばく線量評価に適用したところ、100 mGy 以下の低線量被ばくを受けているニホンザルが複数発見されました。

本手法は、今後、アライグマやネズミなどの他の野生動物の生物影響研究の発展に寄与できると考えています。また、ヒトの乳歯に適用することで、放射線に対する感受性の高い乳幼児の詳細な被ばく線量評価にも取り組んでいきたいと考えています。

本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金基盤研究（C）（No.18K09906）「乳歯を用いた福島県在住小児の外部被ばく量測定」の助成を受けたものです。

（岡 壽崇）

●参考文献

Oka, T. et al., External Exposure Dose Estimation by Electron Spin Resonance Technique for Wild Japanese Macaque Captured in Fukushima Prefecture, Radiation Measurements, vol.134, 2020, p.106315-1-106315-4.

4-5 異分野連携で太陽放射線の動きをリアルタイムに追跡 ー太陽放射線被ばく警報システム（WASAVIES）の開発に成功ー

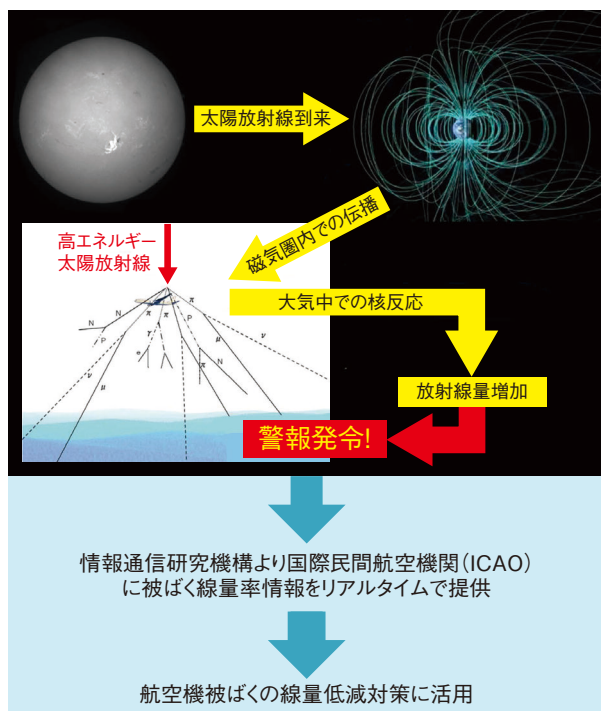


図4-11 WASAVIES システムの概要

WASAVIES では、太陽放射線の到来、磁気圏内での伝播、大気中での核反応に対するシミュレーションの結果を統合して放射線量増加を推定し、警報を発令します。その結果は、国際民間航空機関（ICAO）を介して航空機乗客・乗務員の被ばく低減対策に活用される見込みです。

巨大な太陽フレアが発生すると、強烈な磁場により電子や陽子など様々な放射線が加速され、その一部は惑星間空間の磁力線に沿って地球近傍に到達します。その中でも 100 メガ電子ボルト (MeV) を超える高エネルギーの陽子（太陽放射線）は、磁気圏を通り抜け大気圏に侵入し、大気中の原子核と核反応を引き起こして中性子など様々な二次粒子を発生しながら地表面に到達します。このような事象が発生すると、大気圏内の放射線レベルが上昇し、人体への被ばくを引き起こします。その上昇率は、高度とともに高くなり、航空機高度では、1フライトで公衆の年間被ばく線量限度を超える可能性もあります。そのため、その線量率上昇をいち早く検知して警報を発信するシステムの開発は、宇宙天気及び放射線防護研究の両面から喫緊の課題と認識されていました。

そこで本研究では、宇宙天気、太陽物理、超高層大気学、原子核物理、放射線防護など様々な分野の研究者が協力し、惑星間空間、地球磁気圏及び大気圏内の宇宙線挙動解析モデルを有機的に統合することにより、太陽放射線事象時の大気圏内任意地点での被ばく線量率を自動で計算するアルゴリズムを確立しました。また、その結果をリアルタイムで発信し、必要に応じて警報を発令す

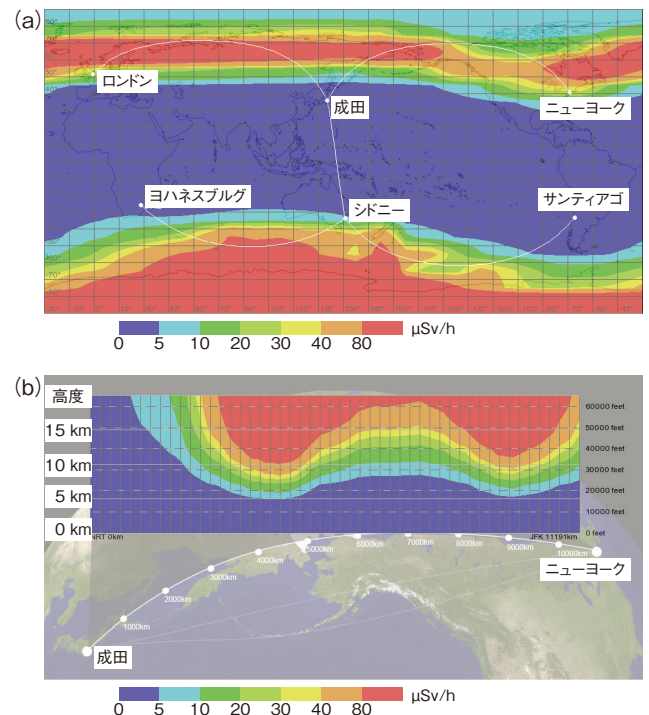


図4-12 WASAVIES の計算例

2005年1月に発生した太陽放射線事象のピーク時における (a) 高度12kmの全世界被ばく線量率及び (b) 東京 (NRT) ～ニューヨーク (JFK) 間の標準的な航路上の線量率に対する計算結果を示します。

るシステム (Warning System for Aviation Exposure to Solar energetic particle : WASAVIES) を開発し、情報通信研究機構の宇宙天気サービスの一環として2019年11月より運用を開始しました (図4-11)。この研究で私たちは、大気圏内での宇宙線挙動解析モデルの開発と全解析モデルの統合システムの開発を担当しました。

例として、WASAVIES で計算した 2005 年 1 月に発生した太陽放射線事象のピーク時における高度 12 km での被ばく線量率、及びその際の東京～ニューヨーク間の標準的な航路における被ばく線量率を図4-12に示します。図より、被ばく線量率は、基本的に極域や高々度で高くなり、緯度・経度・高度に複雑に依存することが分かります。このような詳細な被ばく線量率情報は、国際民間航空機関 (ICAO) を介して航空会社に提供され、乗客・乗務員の被ばく低減対策に活用される見込みです。

本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金新学術領域研究 (研究領域提案型) (No.15H05813) 「次世代宇宙天気予報のための双方向システムの開発」の一環として実施したものです。

(佐藤 達彦)

●参考文献

Sato, T. et al., Real Time and Automatic Analysis Program for WASAVIES: Warning System for Aviation Exposure to Solar Energetic Particles, Space Weather, vol.16, issue 7, 2018, p.924-936.

4-6 焼却可能な試薬を使った MA 抽出分離プロセスの構築 — $\alpha\gamma$ セルでのマイナーアクチノイド (MA) と希土類元素の一括回収試験 —

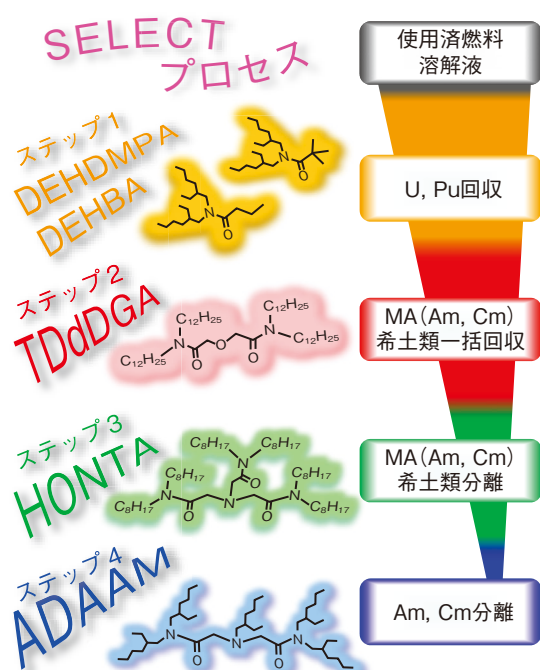


図4-13 SELECTプロセスの構成と各ステップで使用する試薬
二次廃棄物の発生量を抑えることのできる焼却可能な試薬を使用した MA 抽出分離プロセスを構築しました。

高レベル放射性廃棄物の有害度低減・減容化を目標に、使用済燃料及び使用済燃料からウラン (U) とプルトニウム (Pu) を回収した後の高レベル放射性廃液に含まれている様々な元素をその性質に応じて分離し、加速器駆動システム等で核変換を行う分離変換技術の研究を進めています。この目標の達成に必要な重要項目の一つとして、長期にわたる高い放射性毒性や発熱量を持つアメリシウム (Am) とキュリウム (Cm) を分離するプロセスの開発があります。なお、ここでは Am と Cm をまとめてマイナーアクチノイド (Minor Actinides: MA) と記載します。

これまでに開発された抽出分離プロセスではリンやイオウを含む試薬が使われていましたが、こうした試薬は焼却等による完全ガス化分解が難しく、二次廃棄物の発生量が増える要因となります。そこで、炭素 (C)、水素 (H)、酸素 (O) 及び窒素 (N) から構成されている試薬 (CHON 試薬) を用いた抽出分離プロセスを考え、SELECT (Solvent Extraction from Liquid-waste using Extractants of CHON-type for Transmutation) プロセスとして提案しました。

図4-13に SELECT プロセスの構成と使用する試薬を示します。使用済燃料及び高レベル放射性廃液に含まれている様々な元素を一つのステップで分離するのは困難なため、四つのステップを組み合わせた構成になっています。ステップ1において、使用済燃料の中で最も量が多い U 及びその次に多い Pu を他の元素から分離し、

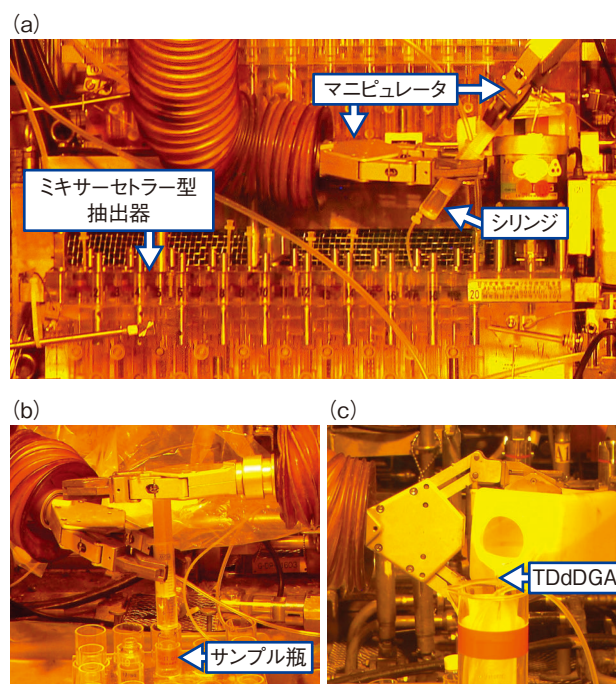


図4-14 $\alpha\gamma$ セル内での MA と希土類元素の一括回収試験の様子
(a) シリンジを用いたミキサーセトラ型抽出器からの試料採取、
(b) サンプル瓶への試料の回収、(c) 試験に使用した試薬 (TDdDGA) を示します。

再利用するため回収します。ステップ2において、MA と化学的性質が似ている希土類元素を高レベル放射性廃液から一括して回収します。さらに、ステップ3で MA と希土類元素を分離し、ステップ4で Am と Cm を分離します。

ステップ1については、モノアミド抽出剤 (DEHBA や DEHDMPA) の適用により、使用済燃料の溶解液から U と Pu をほぼ想定通りに回収できる試験結果を得ています。そこで、ステップ2の構築に向けた基礎試験として、ステップ1の試験で得た溶液をステップ2の供給液として使用し、ミキサーセトラ型抽出器を用いた MA と希土類元素の一括回収試験を行いました (図4-14)。この試験では放射能濃度の高い溶液を取り扱うため、放射線の遮へい能力が高いコンクリート製の $\alpha\gamma$ セルの中に試験装置を設置し、マニピュレータを介して操作を行いました。

MA と希土類元素を回収する試薬として使用した TDdDGA は、これまで用いられていた TODGA よりも多くの量の MA と希土類元素を抽出できる長所があります。試験の結果、98% 以上の Am 及び Cm、並びに 86.9 ~ 99.9% の希土類元素を回収し、ステップ2の成立性を支持する結果を得ました。

SELECT プロセスの開発をさらに進めるため、ステップ3及びステップ4に対して、それぞれ HONTA 及び ADAAM を抽出剤に用いた試験を続けています。

(伴 康俊)

●参考文献

Ban, Y. et al., Extraction of Trivalent Rare Earths and Minor Actinides from Nitric Acid with *N,N,N',N'*-Tetradodecyldiglycolamide (TDdDGA) by Using Mixer-Settler Extractors in a Hot Cell, Solvent Extraction and Ion Exchange, vol.37, issue 1, 2019, p.27-37.

4-7 加速器駆動システムの核設計精度を検証する —プルトニウム燃料を用いた臨界実験—



図4-15 臨界実験装置 COMET の外観図

米国の National Criticality Experiments Research Center (NCERC) にある COMET の外観図を示します (<https://www.nnss.gov/pages/facilities/NCERC.html>)。

原子力発電所から排出される使用済燃料を再処理した後の高レベル放射性廃棄物処分の負担軽減を目指して、放射性毒性が強い長寿命核種を分離し、中性子との核反応で核分裂させることで、安定又は短寿命の核種に変える核変換専用のシステム（加速器駆動システム：ADS）の研究開発が進められています。ADS では、冷却材として化学的に安定な鉛ビスマス合金を使用しますが、我が国では原子力分野で鉛ビスマスを冷却材として使用した経験は無く、これらの核種の核反応の特性（核反応断面積）が十分に検証されていません。そこで、本研究では米国の臨界集合体（図4-15）を用いて、ADS と同様の高速中性子体系中で鉛の核反応断面積を検証するための新たな実験データをプルトニウム（Pu）燃料を用いて取得しました。

ADS では、鉛ビスマスの核破砕で発生した高速中性子は冷却材の鉛ビスマスとの核反応で徐々に減速され、その過程で核燃料に吸収されて核分裂を起こします。核分裂で発生する高速中性子も同様の減速過程を経て次の核分裂に使われます（核分裂連鎖反応）。したがって、ADS 中の中性子を媒介とした核分裂連鎖反応を正確に予測するためには、特に影響の大きい冷却材中の鉛と中性子の核反応断面積を精度良く評価することが重要です。高速中性子体系において、 ^{235}U を多く含む高濃縮ウラン（HEU）燃料は鉛に減速された中性子の方が核分裂を起こしやすく、 ^{238}U を多く含む低濃縮ウラン（LEU）燃料は減速されていない高速中性子の方が核分裂しやすいため、この核分裂連鎖反応が起こる様子は、使用する燃料の種類によって異なります。そこで、これまでに、典型的な二つの実験体系（HEU／鉛実験体系、LEU／鉛実験体系）を構築し、それぞれの実験体系の鉛を段階的に除去（ボイド化）することで、鉛で減速される中性子量の減少が核分裂の連鎖に与える影響度（鉛ボイド反応度

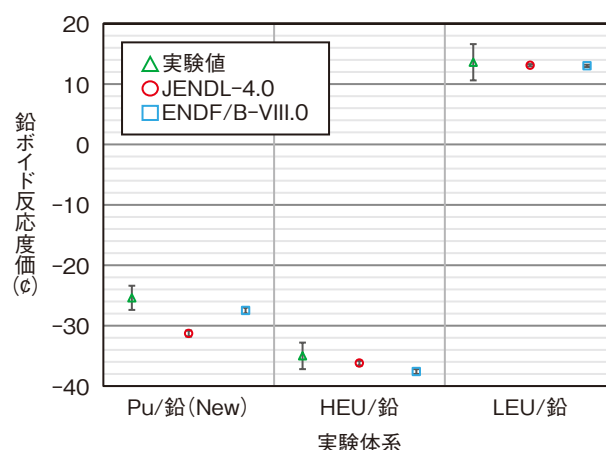


図4-16 鉛ボイド反応度値の実験値と解析値の比較

△は実験値、○は原子力機構で開発された評価済み核データライブラリ（JENDL-4.0）、□は米国の核データライブラリ（ENDF/B-VIII.0）を用いた解析値です。各国で開発された鉛の核データライブラリの精度が、一連の実験によって検証されました。

値）を測定してきました。今回新たに HEU と LEU の間の特性を持つ Pu 燃料を用いた Pu／鉛実験体系で同様の測定を実施し、系統的な実験データの拡充を目指しました。

高速中性子体系中の Pu 燃料は、鉛によって減速された中性子の方が核分裂を起こしやすいため、Pu／鉛実験体系において鉛を除去したことで、減速される中性子が減って核分裂の連鎖が起こりにくくなり、負の鉛ボイド反応度が観測されました（図4-16）。この測定結果と、日米双方で評価されている核反応断面積データ（核データ）を用いた解析値を比較した結果、Pu／鉛実験体系では、米国の核データは実験誤差の範囲内でよく一致することが確認されましたが、日本の核データは絶対値で20%以上実験値を過大評価することが分かりました。この日米の核データの差をさらに分析した結果、鉛に起因するものではなく、Pu の同位体である ^{239}Pu の核データの差に起因するものであることが確認されました。よって、全ての実験体系に対し鉛の核データの妥当性が検証され、かつ日本の ^{239}Pu の核データに改善の余地があることが明らかとなりました。

今回、新たに Pu 燃料を用いた実験が行われたことで、鉛の核反応断面積を多角的に評価できる、世界でも類がないデータが新たに加わりました。今後も日米で協力し、高速中性子体系中での鉛の核反応断面積を評価するためのデータ拡充を進めていきます。

本研究は、米国ロスアラモス国立研究所のチームとの共同研究、加速器駆動システムのための日米共同炉物理実験で得られた成果の一部です。

（大泉 昭人）

●参考文献

Fukushima, M., Oizumi, A. et al., Systematic Measurements and Analyses for Lead Void Reactivity Worth in a Plutonium Core and Two Uranium Cores with Different Enrichments, Nuclear Science and Engineering, vol.194, issue 2, 2020, p.138-153.

4-8 加速器駆動システム用ビーム窓の開発 ー国際プロジェクトによるビーム窓材の照射後試験ー

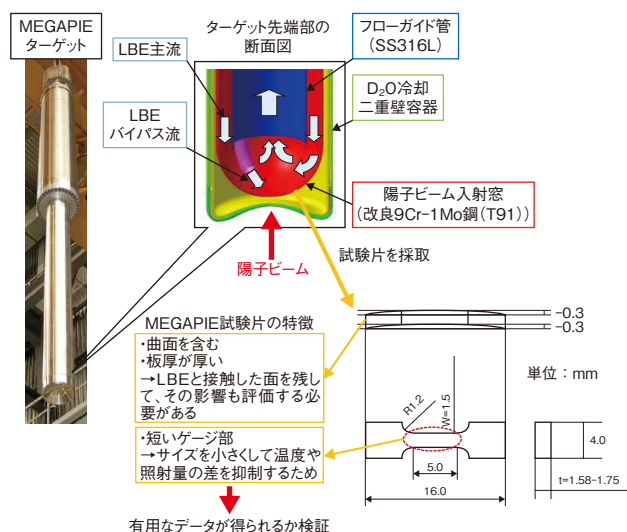


図4-17 MEGAPIE (MEGAwatt Pilot Experiment) の概要
MEGAPIEは、LBEが流動する条件でターゲットに陽子を照射し、ターゲットから試験片(改良9Cr-1Mo鋼(T91))を切り出します。材料の照射後試験は、参加国で分担して実施しています。

使用済燃料中の長寿命放射性物質を陽子加速器による核変換によって短寿命化する加速器駆動システム(Accelerator-Driven Systems:ADS)のビーム窓部は、高温の鉛ビスマス共晶合金(LBE)の腐食など過酷な環境にさらされるだけでなく、投入する陽子や核破砕中性子の照射により深刻なダメージを受けるため、事前に構成材料のダメージを評価しておく必要があります。しかし、このような特殊な条件で試験を行うには世界においてもごく限られた設備しかできません。このため、設計に必要な材料の照射データベース構築を目的とした国際プロジェクト(MEGAwatt Pilot Experiment:MEGAPIE)が立ち上がりました。

このプロジェクトでは、図4-17に示すようにスイスのポール・シェラー研究所の加速器でLBEが流動する条件でターゲットに陽子を照射し、材料の照射後試験は参加国で分担して実施しています。照射後試験では、ターゲットから試験片(改良9Cr-1Mo鋼(T91))を切り出して機械的な特性変化を調べますが、切り出した試料は厚さが標準試験片の2倍以上あることに加えて曲面があるため、標準試験片の形状と大きく異なります。このため、この特殊形状の試験片から有用なデータが得られるかを検証するため、未照射試験片の引張強度について、形状効果に関する系統的な試験研究を行いました。従来

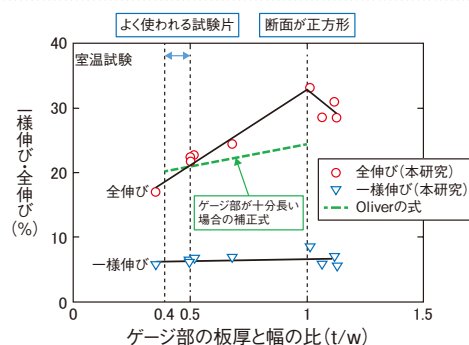


図4-18 未照射材の伸びと t/w の関係

t/w が影響しない一様伸びに対し、全伸びは t/w の増加とともに増加します。図中に示すゲージ部が十分長い場合の補正式は、ゲージ部が短い本研究の試験片には適用できないことが分かります。

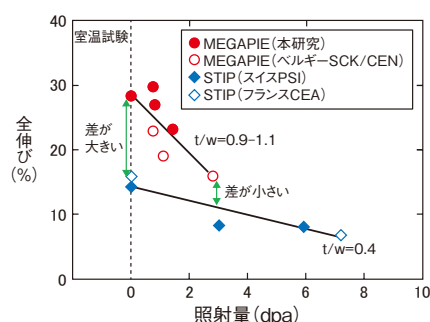


図4-19 照射材の全伸びと照射量の関係

t/w の違いによる全伸びの差は、照射量の増加とともに小さくなることも分かりました。これは照射により材料中に導入された照射欠陥により、変形挙動が異なってくるためと考えられます。

の引張試験片の形状効果に関する研究では、板厚効果を調べたものなどがありましたが、いずれもゲージ部が十分に長い場合であり、今回はMEGAPIE試験片同様のゲージ部が短い試験片で実施しました。

この結果、強度と一様伸びは標準試験片と同様な結果が得られましたが、全伸びに関しては1.5～2.0倍大きな値を示しました。このため、引張特性に対するゲージ部の厚さと幅の比 (t/w) の影響を調べたところ、全伸びは、 $t/w=1$ になるまでゲージ部の厚さの増加とともに大きくなることが分かりました(図4-18)。また、ゲージ部が十分長い標準試験片に対する補正する式が本試験片には適用できないこと、照射量の増加とともに全伸びが小さくなる割合が標準試験片よりも大きいことも分かりました(図4-19)。このため、形状の違いと照射による伸びの低下の両方を考慮した新しい補正式を提案しました。なお、今回の照射では、LBEとの接触による効果は見られませんでした。これは、照射温度が比較的低かったためと考えられます。このようにADSをはじめとする加速器照射材の研究では、特殊形状の試験片の使用が不可避であるため、本研究の成果は今後のADSの設計や照射材の照射後試験を行う上で有用な知見となりました。

(斎藤 滋)

●参考文献

Saito, S. et al., Experimental Validation of Tensile Properties Measured with Thick Samples Taken from MEGAPIE Target, Journal of Nuclear Materials, vol.534, 2020, p.152146-1-152146-16.

幅広い科学技術・学術分野における革新的成果の創出を目指して

原子力機構では、科学技術基本計画に基づき中性子利用研究や放射光利用研究を通して科学技術イノベーションの創出を促し、科学技術・学術の発展や産業の振興に貢献することを目指しています。そのため、大強度陽子加速器施設 J-PARC や、大型放射光施設 SPring-8 のビームライン等を活用して、中性子施設・装置の高度化や、中性子・放射光を利用した原子力科学、物質・材料科学を先導する研究開発を行っています。

(1) J-PARC に関する研究開発

J-PARC は、リニアック、3 GeV シンクロトロン、50 GeV シンクロトロンの三つの陽子加速器と、中性子、ミュオンを用いて物質・材料研究に関する実験を行う物質・生命科学実験施設 (MLF)、K 中間子等を用いた原子核・素粒子実験を行うハドロン実験施設及びニュートリノを発生させるニュートリノ実験施設から成り、国内外の利用に供しています。

加速器においては、目標であるビーム出力 1 MW での安定運転を目指したビーム調整試験と機器の高度化が進められました。特筆すべきは、1 MW で 10.5 時間の連続運転をおおむね安定的に実施できたことです。機器高度化として、加速器初段の高周波四重極リニアック (RFQ) を新規に開発しました。この RFQ は大電流ビームを加速するために最適なビーム力学設計を取り入れた、これまでにない RFQ であり、加速器のさらなる安定運転が期待できます (トピックス 5-1)。3 GeV シンクロトロンでは、新しいビームフィードバックシステムを導入し、加速後の取出しビームの質を向上させ、ビームロス of のさらなる低減を実現しました。

2019 年度、MLF では年間を通して 500 kW のビームを安定供給し、目標の 7 サイクル (153 日) の中性子利用運転を行い、中性子実験装置 21 台とミュオン実験装置 2 台を運用する中で、物質科学、材料科学等にかかわる幅広い実験を実施しました。中でも、ビームライン BL11 の超高压中性子回折装置「PLANET」(図 5-1) では、地球深部 (地下約 520 km に相当) 18.1 万気圧の試料環境を創り出し、地表の含水鉱物中の水素が、片側の酸素と短い共有結合 (O-H) で、もう片側の酸素と水素結合 (H $\cdots$ O) で

で固定されているところ、高压下では水素が二つの酸素間の中点に位置する「対称化」が起きることを初めて発見しました (トピックス 5-2)。

MLF の 1 MW でのより長期の安定運転を可能にするための研究の一環としては、大強度陽子ビームが水銀標的に入射した際に瞬間的な発熱に伴って発生する減圧沸騰 (キャビテーション) を抑え込むため、外壁に対して狭い水銀流路を隔てて内壁を設け、その流路幅の影響、水銀の流れの効果を実験しました。そして、壁の幅が狭いほど、また水銀の流動によって、壁に作用するキャビテーションの衝撃が低減し、損傷が著しく低減されることを確認しました (トピックス 5-3)。これらの実験の結果を踏まえて、製作・使用された実機標的容器では、二重壁構造の採用によって損傷を劇的に抑えることに成功しました。

(2) 中性子や放射光を利用した研究開発

物質科学研究センターは、中性子や放射光を用いた先端分析技術を開発・高度化し、幅広い科学技術・学術分野における革新的成果・シーズの創出を目指しています。

2019 年度、中性子利用研究では、鉄鋼材料の強度や延性などの材料特性に大きな影響を及ぼす金属組織の新たな解析技術の開発を行い、理化学研究所が開発を進めている小型加速器中性子源 RANS を使った実証実験に理化学研究所と共同で成功しました (トピックス 5-4)。本成果により、研究室や工場などのより生産現場に近いところで、小型中性子源を用いた金属組織の評価が可能となり、革新的な材料開発・製品開発が進むことが期待されます。また、東京大学、東京工業大学、高輝度光科学研究センター、総合科学研究機構と共同で、中性子非弾性実験によって得られた結果を最新の計算科学によって解析することにより、蛋白質の機能発現の鍵となる構造変化に関する新たな知見を得ました (トピックス 5-5)。この結果から、蛋白質の機能発現機構の解明に中性子非弾性散乱がますます有力な実験手段となることが期待されます。近年、発火の危険性が少なく、より安全な電池として、イオン液体を電解液として利用することが注目されています。中性子反射率法により、これまで理解が難しかった電極とイオン液体の界面近傍の構造を明瞭に捉えることに成功しました (トピックス 5-6)。

放射光利用研究では、物質・材料研究機構、産業技術総合研究所と共同で、現状で問題となっている書き換えによる劣化が生じない次世代不揮発性メモリとして有力な候補材料となっているアモルファスアルミ酸化物のメモリ動作原理を世界で初めて解明しました (トピックス 5-7)。この成果により、今後、書き換えによる劣化が生じず、消費電力が非常に少ない次世代不揮発性メモリの開発が進展することが期待されます。2018 年末に新しい超伝導体 UTe₂ が発見され、世界中で注目されています。私たちは、これまでのウラン化合物の研究経験を活かし、世界に先駆けてこの新規超伝導体の電子状態を明らかにすることに成功しました (トピックス 5-8)。ウラン化合物の磁性や電気伝導など多様な物性の普遍的な理解にも一層の貢献が認められるものです。

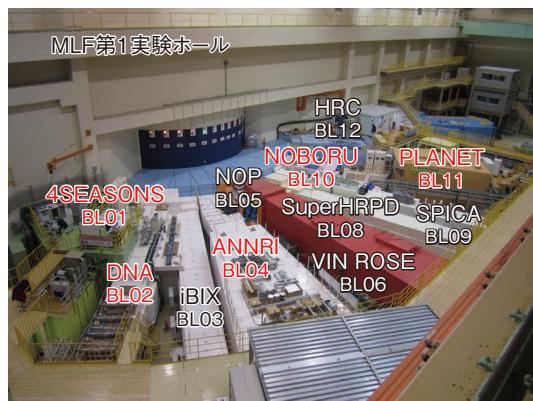


図 5-1 J-PARC 物質・生命科学実験施設第 1 実験ホール

5-1 大強度陽子加速器のさらなる高度化に向けて —新しいビーム設計手法による高周波四重極リニアックの開発—

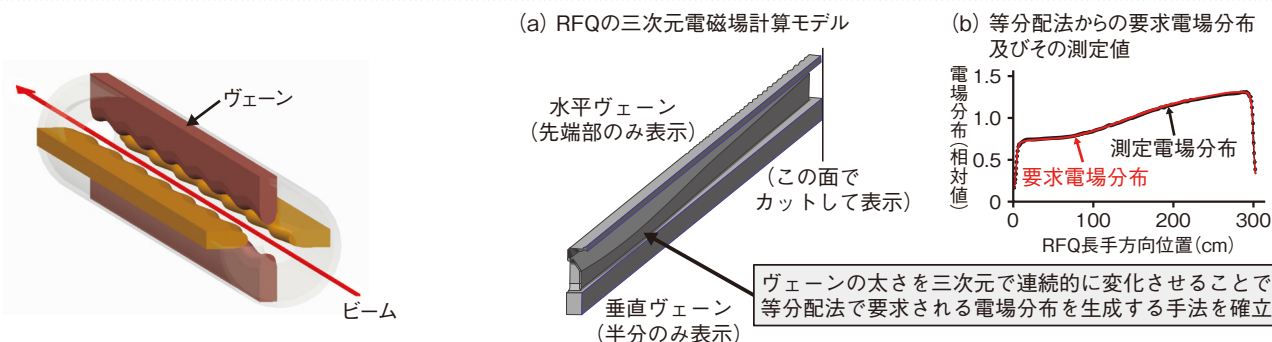


図5-2 高周波四重極リニアック (RFQ) の概念図
ビームを取り囲む4枚の羽 (ヴェーン) によって生成される電場で、ビームの加速・収束を行います。

図5-3 等分配法で要求される電場分布を得るための三次元設計手法
等分配法で要求される磁場分布を得るために三次元モデル(a)を用いたRFQ形状設計を行い、(b)で示すように実際の電場を測定、要求と同一の分布が得られました。

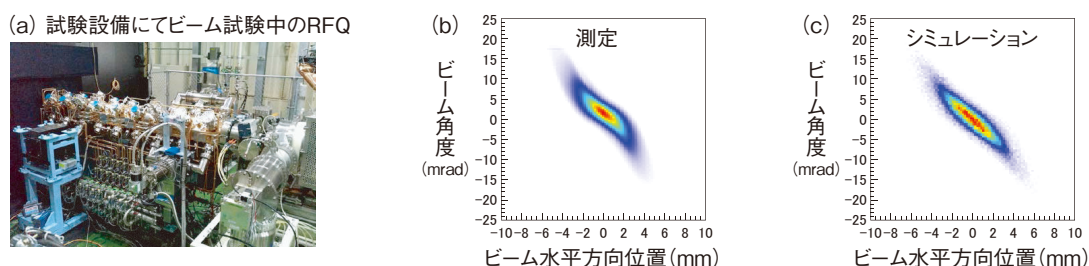


図5-4 開発したRFQのビーム試験

(a) 開発されたRFQを、試験設備を用いて試験しました。(b) はビームの広がり示す指標である、ビームの位置と角度の位相空間内での分布の測定で、RFQへの入射ビームの不定性等の範囲内で(c)のシミュレーションと一致しています。

高周波四重極リニアック (RFQ) は、大強度陽子加速器施設 J-PARC 加速器群の中で最も上流に位置しており、J-PARC のビームの質を決定づける重要な加速器です。私たちは、大電流ビームを加速するために最適なビーム力学設計を取り入れた、これまでにないRFQを実現しました。

RFQ は、速度の遅い粒子を効率良く加速するために、図5-2に示すようにビームを取り囲むヴェーンと呼ばれる4枚の羽根によって生成される電場を用います。J-PARCの要求を満たすためには60 mAのビームを加速する必要がありますが、このような大電流ではビーム内の粒子自身が持つ電荷による反発力 (空間電荷発散力) が大きく、それをどのように抑え込むかが大きな課題となります。

そこで私たちは、通常のリニアックで主流となっている等分配法に着目しました。この手法は、ビームが広がらないように束ねる力 (収束力) とビームを加速する力 (加速力) を、空間電荷発散力を取り入れながらバランス良く配分していくビーム力学設計手法で、大電流ビームの加速に適しており、J-PARC リニアックでもRFQより後段で採用しています。ところが、通常の加速器では収束力と加速力はそれぞれ独立に調整できるのに対し、RFQではヴェーンの形状のみで収束と加速のための電場の両方を発生させるという構造上の制約があり、理想的なビーム力学である等分配法を採用すると従来のRFQに比べて

複雑な電場分布が必要となることが大きな困難となっていました。この困難を避けるため、最初のステップとして、ビーム力学上重要な部分に限定して等分配法を適用することで、より容易に実現できる平坦な電場分布を持つRFQを実現しました。このRFQはJ-PARC RFQの現行機として日々利用運転にビームを供給し続けています。

私たちはRFQのさらなる性能向上を目指し、現行機開発の実績を踏まえ開発を推し進めました。ビームシミュレーションを入念に行い、また、図5-3に示すように、三次元電磁場設計ツールを駆使した、等分配法で要求される電場分布を得る手法を新たに開発しました。これらにより、高い信頼性が要求される利用運転用のRFQとして世界で初めて等分配法を全面的に採用したRFQの開発に成功、図5-4に示すようにビーム試験を行い、要求されるビーム性能が達成されていることを確認しました。このように、ビーム力学の最適化により、J-PARCの要求性能が、全長を現行機比の15%も短縮したコンパクトなRFQで実現できることを実証しました。

今回開発に成功したRFQのビーム設計手法は、距離当たり従来の15%増しという、高い加速効率が低コスト化に貢献することから、J-PARCのような大規模施設だけでなく、近年需要が高まっている小型中性子源用リニアックといった幅広い用途に用いられることも期待されています。

(近藤 恭弘)

●参考文献

Kondo, Y. et al., Development of a Radio Frequency Quadrupole Linac Implemented with the Equipartitioning Beam Dynamics Scheme, Physical Review Accelerators and Beams, vol.22, issue 12, 2019, p.120101-1-120101-8.

5-2 地下深くの圧力が変える鉱物中の水素結合 —中性子回折実験により高压下での水素結合対称化を初めて直接観測—

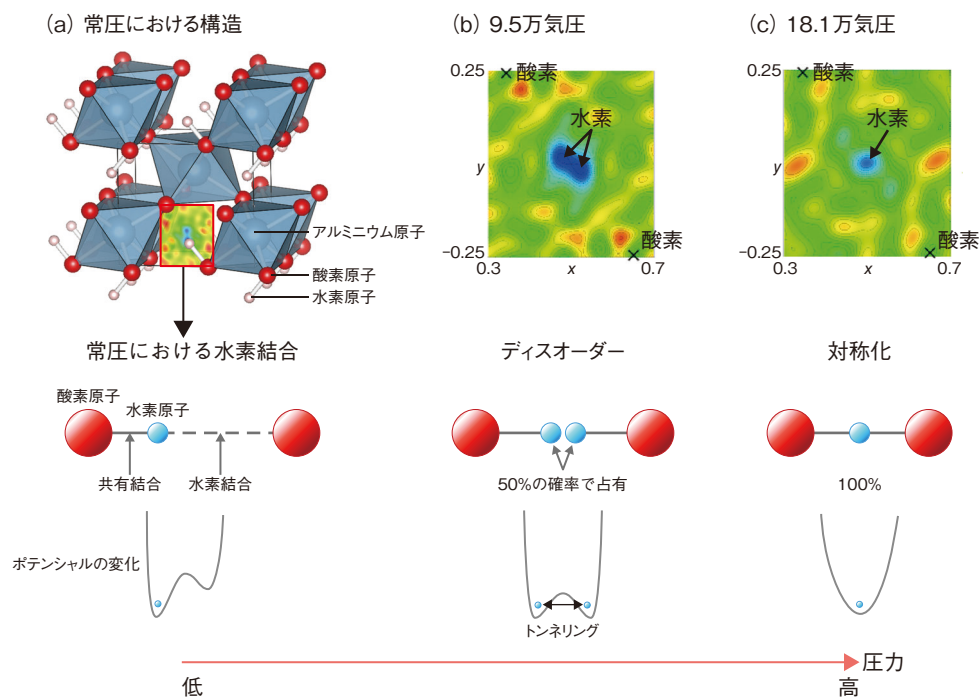


図5-5 含水鉱物 δ -AlOOHの常圧下の構造と中性子回折データを用いて作成した高压下での水素原子核密度図
(a) 常圧下で水素原子はアルミニウム原子と酸素原子から成る八面体の間の空間で周辺の酸素と水素結合及び共有結合しています。ここに圧力をかけると、(b) ディスオーダーを経て(c) 対称化にいたりました。

地球の重要な構成元素である水素は、地表に水として存在するだけでなく、地下深くにおいても鉱物の結晶構造中にも取り込まれ存在しています。このような鉱物を含水鉱物と呼びます。地球の地下深くは地表とは異なる高温・高压の世界であり、この極限環境で含水鉱物中の水素結合がどのようにふるまい、鉱物の性質に影響を及ぼしているかを探るのは、地球の構造や進化を議論する上で重要な課題です。

通常、地表において含水鉱物中の水素は片側の酸素と短い共有結合(O-H)で、もう片側の酸素とは水素結合(H $\cdots$ O)して固定されています。しかし1970年代に行われた理論計算により、高压下ではこの形が相似形を保ったまま縮んでいくのではなく、水素が二つの酸素間の midpoint に位置する「対称化」が起きると予測されました。しかし実験的な証拠はいまだ得られておらず、鉱物の性質との関連についてはよく分かっていませんでした。

そこで私たちは、 δ -AlOOH と呼ばれる含水鉱物(図5-5(a))について、中性子回折実験を大強度陽子加速器施設 J-PARC の物質・生命科学実験施設(MLF)の BL11 に設置された超高压中性子回折装置「PLANET」で行い、高压下における水素位置の変化をその場観測しました。この相はこれまで知られている中でも最も高い温度圧力域まで安定であり、地球のマントルから核まで水を保持・運搬する重要な役割を果たしていると考えられています。

実験では、試料に圧力を加え酸素間の距離が減少する

につれて、水素結合距離が減少し共有結合距離が増加する様子が観測されました。最終的に、地下約 520 km に相当する圧力 18.1 万気圧において水素は二つの酸素間の midpoint に到達し、対称化が起きることを見いだしました(図5-5(c))。またそれより少し低い圧力下では、水素が酸素間の midpoint をはさんだ二つの等価な位置をそれぞれ 50% の確率で占めるディスオーダーと呼ばれる状態が起きることも見いだしました(図5-5(b))。これらの現象が起きた圧力は、先行研究により見つかっていた弾性波速度の変化が起きる圧力とほぼ一致しており、水素結合の対称化とその前駆現象が鉱物の性質に大きな影響を及ぼしていることが、今回水素に感度の高い中性子を利用することで初めて実験的に裏付けられました。

今回の研究は、地球深部に相当する高压下では酸素間距離の変化により水素結合の様相が変化してより強固な共有結合となり、その結果弾性波速度の上昇を引き起こしていることを明らかにしました。今後、含水鉱物の物性に基づき地震波速度などの観測データを解釈する場合は、高压下で起きる水素結合の対称化の影響を考慮する必要があります。

本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金若手研究(B)(No.22740349)、新学術領域研究(研究領域提案型)(No.20103001, No.15H05826)の助成を受けたものです。

(佐野 亜沙美)

●参考文献

Sano-Furukawa, A. et al., Direct Observation of Symmetrization of Hydrogen Bond in δ -AlOOH under Mantle Conditions Using Neutron Diffraction, Scientific Reports, vol.8, 2018, p.15520-1-15520-9.

5-3 内壁の改良と速い流れで水銀標的容器損傷を抑制 —二重壁構造の採用で高出力核破碎標的を実現—

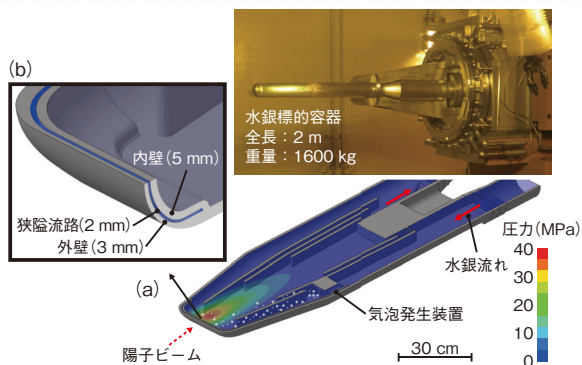


図5-6 二重壁構造を採用した水銀標的容器写真と断面図
1 MW のパルス陽子ビームが衝突すると、最大約 40 MPa の圧力が水銀中に発生します。圧力が高くなる先端部に狭い水銀流路を隔てて、内壁を設ける二重壁構造を採用しました。

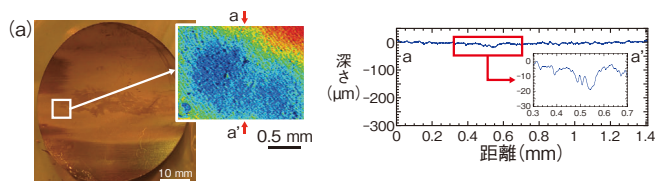


図5-8 水銀標的容器内壁に形成された損傷

非常に放射線が強いので、シリコンゴムで損傷の型を取り、三次元的な損傷の測定をしました。(a) 狭い水銀流路に接する外壁との損傷は、(b) 内壁と比較して劇的に損傷が抑えられることを実証しました。

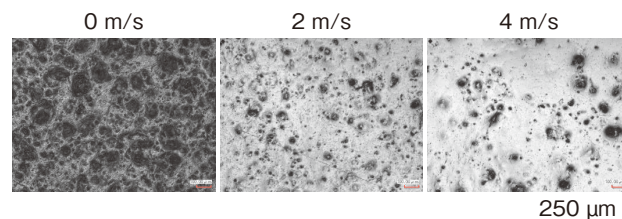
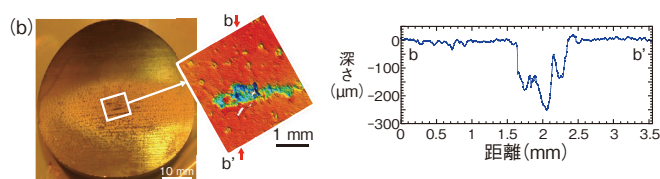


図5-7 壁間隔 2 mm で流速を変化させた場合の実験結果
流速が増加すると壁面近傍の圧力分布が変化して、壁に作用するキャビテーションによる衝撃が低減することを実験で確認しました（レーザー顕微鏡で撮影）。



大強度陽子加速器施設 J-PARC では、高速の陽子ビームを液体水銀に衝突させて、原子核を壊すことで発生する中性子を、物質や材料の特性を調べる様々な実験装置に提供しています。実験装置の測定性能を高めるには、より強い陽子ビームを衝突させることが求められます。水銀の入ったステンレス鋼製の容器（標的容器）に陽子ビームを衝突させると、陽子ビームのエネルギーの約半分は水銀原子の崩壊による中性子の発生に使われ、残りの半分は熱に変わります。J-PARC で目標とする 1 MW では、水銀の瞬間的な熱膨張によって、部分的に約 40 MPa まで高まった圧力が波となって水銀の中を伝わる過程で、圧力が飽和蒸気圧以下まで下がり、減圧沸騰（キャビテーション）が発生します（図 5-6 (a)）。圧力が戻るときに、キャビテーションによる泡が瞬時に崩壊することで容器の壁に衝撃が加わり、壁を損傷させます。壁の損傷は、時間と陽子ビームの強度によって進行し、容器の耐久性を著しく低下させるため、壁の損傷を抑えることが大強度の陽子ビームを長期間安定して受けるための大きな課題でした。

これまでに、水銀の中に微小な泡を注入し、泡の収縮により水銀の熱膨張を吸収する効果を利用して、キャビテーションを発生させる圧力を抑える対策を施しました。その結果、水銀中の圧力が 1/3 程度まで低下し、壁の損傷が低減することを確認しました。さらに、私たちは 1 MW での長期間の安定運転を目指して、陽子ビームが衝突する容器の先端部分に、キャビテーションによる泡の成長を高速な流れと壁により抑え込む効果を期待

して、狭い水銀流路を隔てて外壁を守るための内壁を設けました（図 5-6 (b)）。

壁の間隔や水銀の流速によって、外壁の損傷がどのように変化するかを明らかにするために、水銀中へ衝撃的な圧力を負荷する損傷実験を実施しました。その結果、内壁を設けることによる外壁の損傷低減効果は、キャビテーションによる泡が壁の影響を受けるサイズになる場合は、壁の間隔が狭くなるほど損傷を抑えられること、さらに水銀の流れによって壁面付近の圧力分布が変化することでキャビテーションによる泡の形状が変化し、壁に作用する泡の崩壊による衝撃が弱まることで、損傷が少なくなることを確認しました（図 5-7）。実験結果を踏まえて、実際の標的容器では壁の間隔を最大で約 4 m/s の水銀流速が得られる 2 mm に決定しました。

図 5-8 に平均強度 430 kW で約 4200 時間運転した標的容器から切り出した容器内部の写真と、損傷の測定結果を示します。内壁には最大深さ約 260 μm の局所的なキャビテーションによる損傷が形成されているのに対して、狭い流路に面する外壁では 20 μm 以下の損傷であり、二重壁構造を採用することによって損傷を劇的に抑えられることを実証しました。

今後は、段階的に陽子ビーム強度を上昇させながら、使用後の標的容器内部に形成された損傷を測定し、損傷の定量的な評価と、二重壁構造の最適化を継続し、1 MW で長期間安定してビームを受けられる世界一の中性子強度を誇る中性子源を目指していきます。

（直江 崇）

●参考文献

Naoe, T. et al., Mitigation of Cavitation Damage in J-PARC Mercury Target Vessel, JPS Conference Proceedings, vol.28, 2020, p.081004-1-081004-6.

5-4 ものづくり現場で中性子線を使った材料分析が可能に —小型加速器中性子源を利用して鉄鋼材料の集合組織測定に成功—

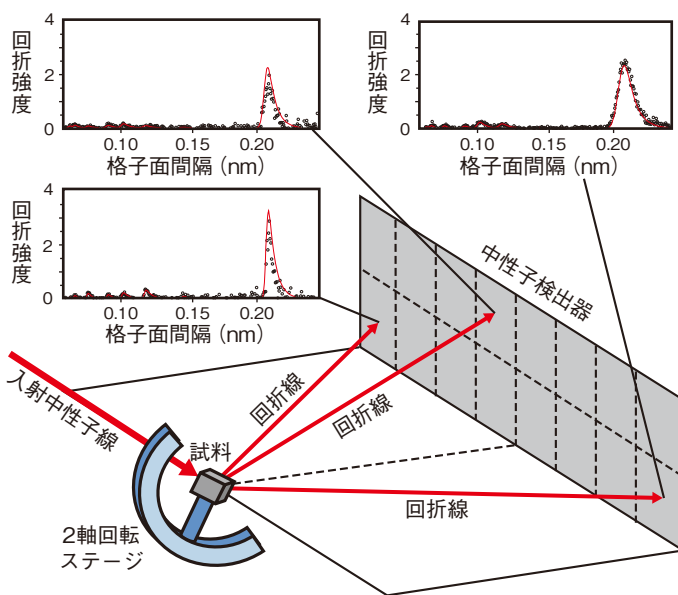


図5-9 小型中性子源用に新たに開発し、RANS で実証実験に成功した集合組織測定技術の模式図

理研小型加速器中性子源 RANS により発生した中性子線を回折計に設置した試料に照射します。その試料からの回折線は、16 分割した中性子検出器の一つ一つのパネルにより検出されます。試料を二つの軸で回転させることにより、試料の全方位の回折パターンを測定します。

鉄鋼材料は、それぞれ異なる方向を向いている複数の小さな結晶の粒（結晶粒）によって構成されている多結晶体です。圧延や加熱によって、この結晶粒の向きの偏り（集合組織）が形成され、強度や延性などの材料特性に影響します。自動車などの軽量化の実現には、高強度と高延性を両立した鉄鋼材料の開発が不可欠ですが、この集合組織を定量的に把握し適切に制御することが重要とされています。数立方センチメートルの鉄鋼試料に対して集合組織を測定するには、透過性の高い中性子を用いる回折法は有効ですが、これまでその中性子源は研究用原子炉などの大型実験施設に限られていました。そこで、理化学研究所が開発してきた理研小型加速器中性子源 RANS と、原子力機構が開発してきた中性子回折法による集合組織測定技術とを組み合わせることで、ものづくり現場で実現できる中性子回折法による集合組織測定技術の開発を行いました。

小型加速器中性子源を利用した回折実験では、弱い回折線をいかに効率良く検出するかが重要です。そこで、回折計の構築においては、遮へい体を効率的に配置することで測定の妨害をする信号を低減し、複数の回折ピークを識別できるようにしました。また、試料に当てる入射中性子線の角度を変えるために、試料を二つの軸で回転させる新たな方式を取り入れるとともに、回折計に設置された検出器の有感領域を分割することで、16 の異

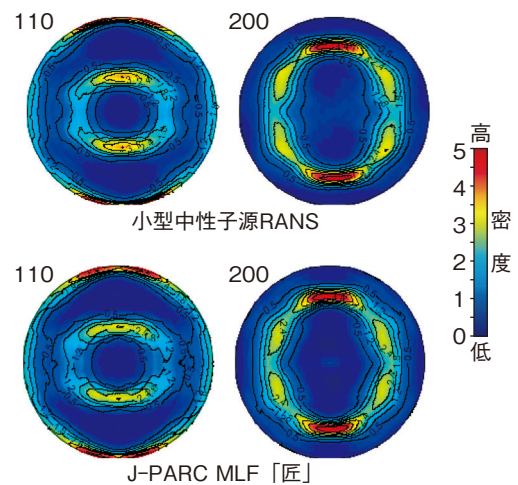


図5-10 結晶の向きの分布を等高線で表した図（極点図）
小型中性子源 RANS で測定した鉄鋼材料の極点図は、大強度陽子加速器施設 J-PARC の物質・生命科学実験施設 (MLF) の BL19 に設置された工学材料回折装置「匠」で測定した極点図とよく一致しました。ここでは、110 と 200 は中性子回折パターンの回折面指数を表します。

なる方向に回折する回折線の同時検出を可能にしました（図5-9）。これにより、試料を回転させる回数をできる限り少なくすることが可能となり、測定時間を大幅に短縮しました。そして、測定した弱い回折パターンを有効に活用するために、解析条件の最適化を行うことで、小型加速器中性子源を用いた鉄鋼材料の集合組織を測定することに世界で初めて成功しました。今回の結果は、大強度陽子加速器施設 J-PARC の物質・生命科学実験施設 (MLF) の BL19 に設置された工学材料回折装置「匠」で測定した結果とほぼ一致しており、中性子ビーム強度が3桁違う大型実験施設の約0.5時間の測定結果と比較して、約5.0時間の小型加速器中性子源の測定で、同等の精度で集合組織測定が可能であることが示されました（図5-10）。

本成果により、研究室や工場レベルで集合組織の測定を行うことも夢ではなく、ビーム強度がより強い大型実験施設との相補利用によって、革新的な材料開発・製品開発が進むことが期待されます。

本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金基盤研究 (B) (No.17H03161)「中性子ハイブリット回折が拓く現場利用バルク金属残留応力計測技術の開拓」の助成を受け、理化学研究所との共同研究により得られた成果です。

(徐 平光)

●参考文献

Xu, P. G. et al., In-House Texture Measurement Using a Compact Neutron Source, Journal of Applied Crystallography, vol.53, part 2, 2020, p.444-454.

5-5 蛋白質の機能発現に必要な構造揺らぎの解明

—中性子で蛋白質の構造と動態を見る—

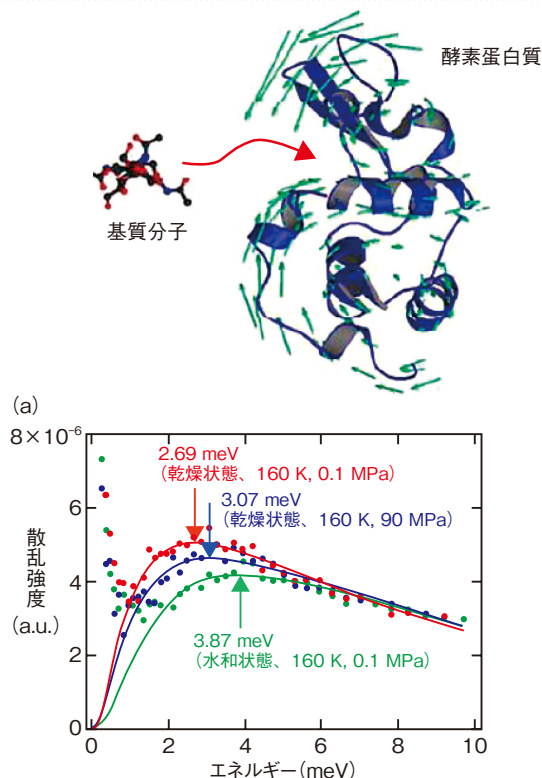


図5-11 機能発現に伴う蛋白質構造の動き
酵素蛋白質は基質分子と反応するために(→)、分子の形を変化させる必要があります。このような分子の構造揺らぎは、中性子非弾性散乱実験で見ることができます。

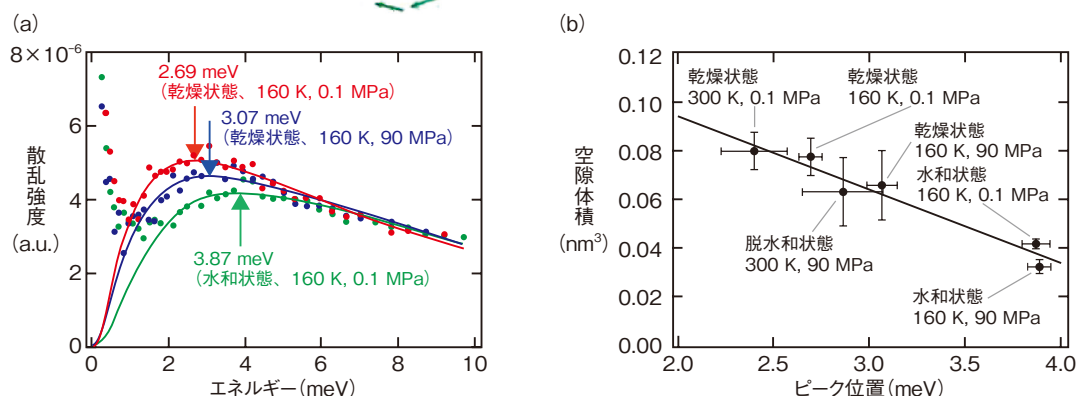


図5-12 蛋白質(核酸分解酵素)の(a)様々な環境でのボソンピーク、(b)ボソンピークのピーク位置と蛋白質構造の空隙の関係
(a)矢印で示したボソンピークの位置(矢印で示した位置のピークエネルギー)は、水和・温度・圧力で変化します。(b)そしてこのピーク位置は、蛋白質内部の空隙体積と相関があることが分かります。

細胞内の代謝反応から洗剤に含まれる酵素により触媒される化学反応に至るまで、様々な酵素反応において蛋白質が中心的な役割を果たします。従来は、蛋白質の機能解明にはその立体構造を知り、鍵と鍵穴のように、特定の相手(基質)の形との相補性が重要であると考えられてきました。しかし、現実の蛋白質の構造は柔らかく、実際には、周囲の環境に応じて構造が揺らいでおり、そのような構造の揺らぎが基質分子との結合に必要であることが分かっています(図5-11)。

中性子非弾性散乱法を使うと、蛋白質の機能発現に重要とされるTHz領域(1 THz=4.1 meV)のエネルギー領域の構造揺らぎを定量的にかつ精度良く測定できます。特にこのエネルギー領域で観測されるボソンピークと呼ばれるピークは、機能に直結する分子の構造揺らぎであることが理論的に示されています。そして、「蛋白質のボソンピークと立体構造との関係性」について構造科学的な視点から解明することが、蛋白質の構造揺らぎから生命反応等を予測するための普遍的原理を導出するという蛋白質科学の重要な課題となっています。

本研究では、まず蛋白質(核酸分解酵素)のボソンピークの水和・温度・圧力効果を中性子非弾性散乱によって調べました(図5-12(a))。その結果、ボソンピークのピーク位置が、水和・冷却・加圧によって高エネルギー側にシフトすることが分かりました。次に、このような

ピークシフトと蛋白質の構造との関係性を調べるために、分子シミュレーションによって蛋白質内に存在する空洞の体積の計算をしました。その結果、ボソンピークの位置と空隙体積に相関関係があることが分かりました(図5-12(b))。これら一連の研究により、蛋白質の機能発現に重要な構造の“揺らぎ”が、周囲の環境によって変化する蛋白質の構造の“内部の原子の詰まり具合”と関係することが分かりました。今回見いだされた蛋白質の体積特性と構造揺らぎとの間で相関があることを活用すれば、例えば構造未知の蛋白質であっても構造揺らぎの測定をすれば、立体構造情報の手掛かりを得ることができます。

本研究では、中性子非弾性散乱実験と分子シミュレーションの両方を駆使することで、これまで実験だけでは難しかった分子構造と対応付けた蛋白質の構造揺らぎの特徴の解明に成功しました。これは、これまで理論研究で予測されてきた蛋白質の構造揺らぎの研究の重要性を実証する成果です。今後このような研究に中性子非弾性散乱がますます有力な実験手段となることが期待されます。

本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金挑戦的研究(萌芽)(No.18K18828)「中性子非弾性散乱によるアモルファス界面の分子選択的なフォノンスペクトロスコピー」の助成を受けたものです。

(中川 洋)

●参考文献

Nakagawa, H. et al., Universality and Structural Implications of the Boson Peak in Proteins, Biophysical Journal, vol.117, issue 2, 2019, p.229-238.

5-6 イオン液体／電極界面の構造解析

—量子ビームを利用して界面の構造を精密に解析する—

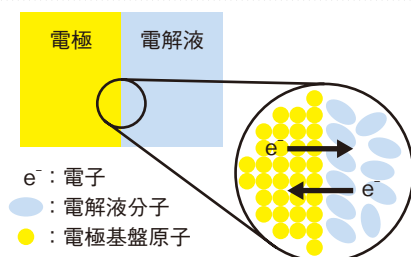


図5-13 身近な固液界面

電池の内部を模式的に示しています。電池は、電極（固体）と電解液（液体）の界面で起こる電気化学反応を利用しています。

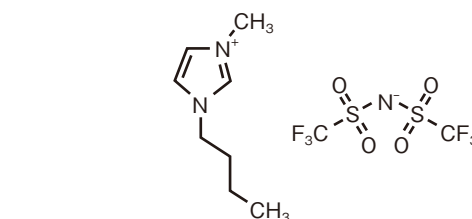
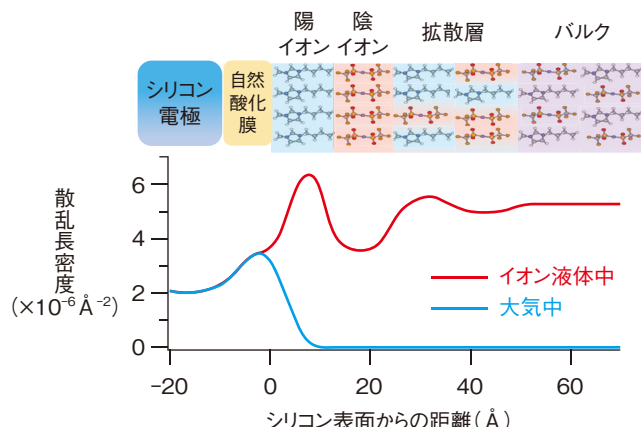


図5-14 イオン液体 1-ブチル-3-メチルイミダゾリウムビス（トリフルオロメチルスルホニル）アミド

左側の分子が陽イオン、右側の分子が陰イオンで、対になってイオン液体を構成しています。

図5-15 中性子反射率測定により精密に求められた界面の構造。負に帯電している Si 電極表面に吸着しているイオン液体分子は、層構造を形成し、1 層目は陽イオン層であることを実験的にナノスケールで精密に明らかにしました（青線 0 nm 付近にあるピークは、電極基板上の自然酸化膜に由来します）。今回の研究において、イオン液体を精密に重水素化する方法を開発できたことで、イオン液体／電極界面の構造解析の精度が向上しました。

固体と液体が接している界面を固液界面といい、様々な化学反応が起こる場所であり、私たちの生活と深い関わりがあります。例えば、電池は、電極（固体）と電解液（液体）との界面で起こる電気化学反応（電子が関わる化学反応）を利用しています（図 5-13）。これまでの研究により、固液界面で起こる反応は、固体表面の原子配列や、固体表面に吸着している液体分子の配列構造に大きく影響されることが分かっています。そこで、反応をより詳細に理解するためには、反応生成物の量の時間変化を調べる他に、界面の構造をナノスケールで詳細に調べる必要があります。

私たちは、電解液としてイオン液体に注目し、イオン液体中での電気化学反応について調べています。図 5-14 にイオン液体の例を示します。イオン液体は、陽イオンと陰イオンから構成される塩（えん）の一種ですが、食塩とは異なり、室温で液体となります。イオン液体は、電気伝導性が高く、かつ不揮発性であるという、水や一般的な有機溶媒と異なる性質を持ちます。そのため、イオン液体を電解液にすれば、発火の危険性が小さく、より安全な電池になると期待されています。しかしながら、イオン液体中の電気化学反応を調べてみると、水溶液中の電気化学反応と違う結果が得られることが分かってきました。その原因の一つとして、電極表面に吸着している陽イオン・陰イオン分子の配列構造が化学反応に影響していることが考えられます。しかしながら、吸着イオン液体分子の配列構造は理論的に理解することが難しいため、実験で測定する必要があります。そこで私たちは、

大型放射光施設 SPring-8 や大強度陽子加速器施設 J-PARC において、量子ビーム（X 線、中性子）を用いたイオン液体／電極界面の構造解析を行っています。

中性子は、水素、炭素、酸素などの原子番号の小さい原子と相互作用するため、中性子を用いた構造解析手法は、吸着イオン液体分子の配列構造を調べるのに適しています。また、分子中の特定の酸素原子のみ重水素原子に置き換えることで、注目したい部分を選択的に構造解析することも可能です。そこで私たちは、イオン液体を高効率かつ精密に重水素化する方法を開発した上で、中性子反射率法を用いて、イオン液体／シリコン電極界面に吸着しているイオン液体分子の配列をナノスケールで精密に調べました。図 5-15 に J-PARC 物質・生命科学実験施設（MLF）の BL17 に設置された偏極中性子反射率計「写楽」で行った中性子反射率実験の解析結果を示します。解析結果は、電極にマイナスの電圧をかけた状態で、陽イオン分子と陰イオン分子は、ランダムに混ざり合っているのではなく、それぞれ層構造をつくり、さらに陽イオン分子が電極表面に直接、吸着していることを示しています。今後、引き続き、界面構造の電圧に対する依存性や、イオン液体分子の構造と吸着イオン液体分子の配列構造との関係を調べる予定です。

本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金基盤研究（C）（No.15K05402）「量子ビームを利用したイオン液体が作る電気二重層の振る舞いの解明」の助成を受けたものです。

（田村 和久）

●参考文献

Akutsu-Suyama, K., Tamura, K. et al., Controlled Deuterium Labelling of Imidazolium Ionic Liquids to Probe the Fine Structure of the Electrical Double Layer Using Neutron Reflectometry, Physical Chemistry Chemical Physics, vol.21, issue 32, 2019, p.17512-17516.

5-7 省電力次世代記憶素子材料の開発に向けて —アルミ酸化膜を用いた新しい不揮発メモリの電子状態の観測に成功—

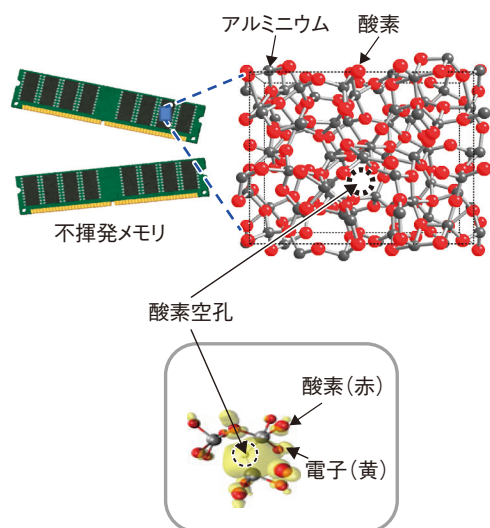


図5-16 アモルファスアルミ酸化物の内部構造のイメージ図

アモルファスアルミ酸化物では、酸素原子とアルミニウム原子が不規則に空間配置しています。本研究では、メモリ動作に関わる電子が酸素サイト周辺に分布していることを明らかにしました。

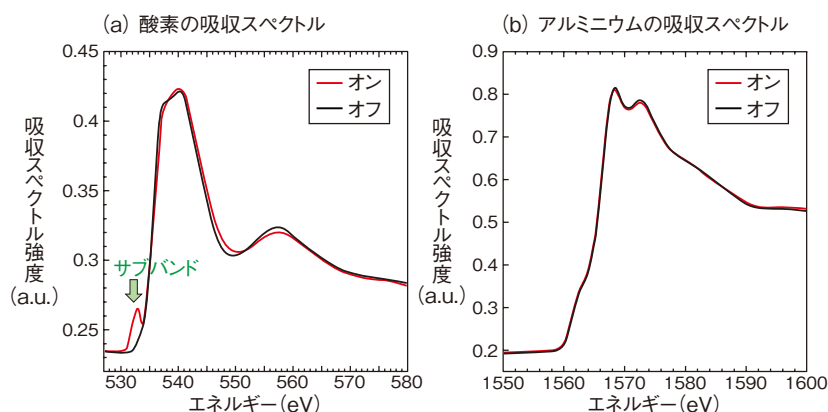


図5-17 オン・オフのメモリ状態での吸収スペクトル

オン・オフのメモリ状態における酸素サイトとアルミニウムサイトの電子状態を構成元素ごとに調べるために、放射光 X 線を用いて (a) 酸素と (b) アルミニウムの吸収スペクトルを測定しました。酸素の吸収スペクトルでは、顕著な電子状態の変化（サブバンドの生成・消滅）を観測しました。

現在数多く利用されているコンピュータの主記憶メモリは、電源供給がないと記憶の保持ができません。したがって、一定時間ごとに記憶を保持する動作が必要のために電力消費が大きいという問題を抱えています。この解決のために次世代不揮発メモリの研究が行われています。次世代不揮発メモリの候補として、遷移金属酸化物を用いた抵抗変化型メモリ（ReRAM；電圧の印加による電気抵抗の変化を利用したメモリ）が広く研究されています。しかし、一般的に、遷移金属酸化物では、メモリ動作時に遷移金属元素の価数が変わってしまう化学反応が起こります。その結果、副生成物が生じるために遷移金属酸化物を用いた ReRAM は、劣化しやすく書き換え回数に限界があると言われています。

一方、遷移金属酸化物ではないアルミ酸化物に関して、酸素空孔内への電子の出入りはエネルギー的に安定であるという理論計算を元にして、私たちは、アモルファスアルミ酸化物（図 5-16）を用いた ReRAM のメモリ動作を説明するための全く新しい「酸素空孔モデル」を提唱しています。アモルファスは、結晶とは異なり、原子が規則正しく並んでいない物質の状態です。本研究では放射光 X 線を用いて、アモルファスアルミ酸化膜の構成元素である酸素とアルミニウムの吸収スペクトル

測定を行いました。最初に、電気が流れる状態（オン）と電気が流れない状態（オフ）における酸素の吸収スペクトル測定を行いました（図 5-17 (a)）。オン状態では、バンドギャップ内に顕著な電子状態の変化（サブバンド形成）を検出しましたが、オフ状態ではサブバンドは観測されませんでした。続いて、アルミニウムの吸収スペクトル測定を行いました（図 5-17 (b)）。オン状態とオフ状態では、アルミニウムサイトの電子状態の変化は、ほとんどありませんでした。測定結果は、アモルファスアルミ酸化膜では、メモリ動作時には酸素サイトの電子分布が変わりますが、アルミニウムサイトの電子分布は変わらないことを意味しています。このことは、化学変化を伴わないメモリ動作である「酸素空孔モデル」を支持するものとなっています。

本研究を通じて、アモルファスアルミ酸化膜が化学変化を起こすことなく、メモリ動作することが明らかになりました。また、酸素とアルミニウムは、地球上の地表付近に多く存在する元素であり、アモルファスアルミ酸化膜は環境に優しいといった特長もあります。したがって、今後、消費電力が非常に少ない次世代不揮発メモリとして、開発が進むことが期待されます。

（久保田 正人）

●参考文献

Kubota, M. et al., Direct Observation of Electronic Structure Change by Resistance Random Access Memory Effect in Amorphous Alumina, AIP Advances, vol.9, issue 9, 2019, p.095050-1-095050-4.

5-8 新奇的超伝導状態を示すウラン化合物の電子を捉えた — UTe_2 の電子状態を世界に先駆けて観測 —

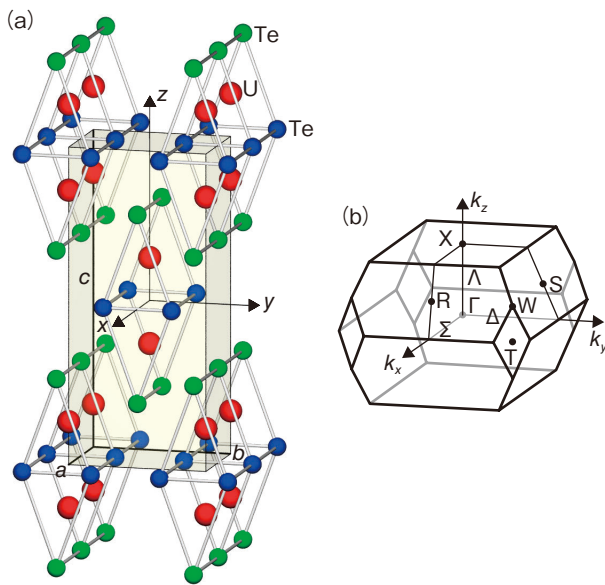


図 5-18 UTe_2 の結晶構造とブリルアンゾーン
(a) UTe_2 の結晶構造、(b) UTe_2 の運動量空間における最小単位を表すブリルアンゾーンです。

ウラン化合物などのアクチノイド化合物は、多様な磁性や超伝導など複雑な物性を示しており、強相関電子系の中でも特徴的な位置を占めています。特に、ウラン化合物では超伝導が磁気秩序と共存することが多いことから、超伝導と磁性がどのように競合・共存しているかという物性物理学における普遍的な問題を理解する上で重要な化合物となっています。2018 年末、新たにウラン化合物 UTe_2 (図 5-18) が新奇的超伝導を示すことが明らかとなり、世界的に注目が集まりました。この新奇的超伝導の機構を理解するためには、その電子状態を明らかにする必要がありますが、世界中で競争的な研究が開始されました。

大型放射光施設 SPring-8 の原子力機構専用ビームライン BL23SU は、ウランなどの放射性物質をそのままの状態に取り扱うことが可能であり、軟 X 線領域を利用可能なアクチノイド研究施設として世界的にも唯一の環境となっています。物質内部の電子状態を調べることができる軟 X 線角度分解光電子分光は、放出された光電子の運動エネルギーと角度分布を測定することによって、物質の電子状態を直接観測することが可能な実験手法です。私たちは、これまでも多くのウラン化合物の電子状態を明らかにしてきました。そこで、これまでの経験を活かして UTe_2 に対する研究を迅速に実行し、世界に先駆けて UTe_2 の電子状態を明らかにしました。

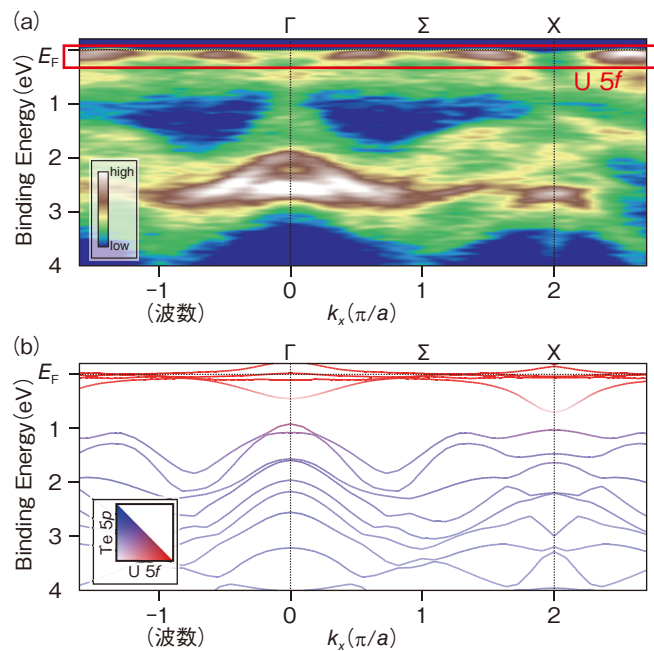


図 5-19 UTe_2 のバンド構造と計算の比較

(a) 角度分解光電子分光法によって得られた UTe_2 のバンド構造です。縦軸は電子の結合エネルギー、横軸は電子の波数で、スペクトルイメージの色は光電子強度を示しており、強度が強いところがバンド構造に対応しています。(b) 実験と同じエネルギー・波数領域における計算によるバンド構造です。バンドの色(赤、青)はそれぞれ U と Te の電子軌道からの寄与を示しています。

図 5-19 (a) に UTe_2 に対する軟 X 線角度分解光電子分光により得られたバンド構造を示します。強度が強いところがバンド構造に対応します。実験の結果、超伝導に直接関与している U 5f 電子が形成するバンド構造の微細構造を観測することに成功しました。図 5-19 (b) に理論計算の結果を示します。実験結果との比較の結果、これらの化合物の大まかなバンド構造は、バンド計算によって説明されることが分かりました。一方で、物質の電気伝導的な性質を決定しているフェルミ準位近傍では U 5f 電子による寄与が強くなっており、計算からのずれが観測され、強い電子相関効果が働いていることが明らかとなりました。以上の結果は、超伝導を担う U 5f 電子は基本的に遍歴的な性質を持ちながらも、電子相関効果を持つことを示しています。この結果は、 UTe_2 の電子状態を理解する上で基礎的な情報であるだけでなく、この化合物における超伝導を記述するモデルを考える上でも役立つと期待されます。

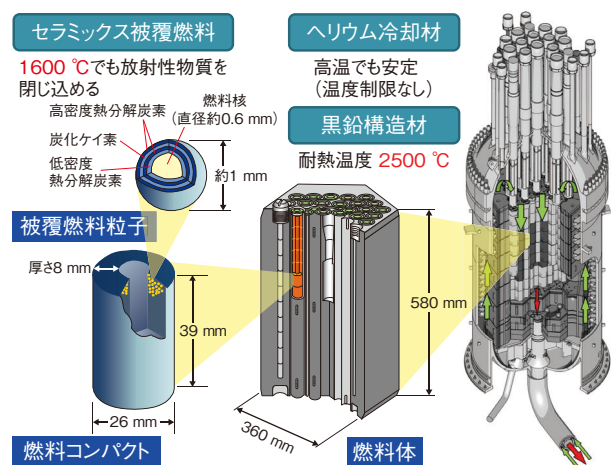
本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金基盤研究 (C) (No.18K03553) 「重い電子系超伝導体の 3 次元電子状態解明」、新学術領域研究 (研究領域提案型) (No.16H01084) 「3 次元 ARPES による強相関ウラン化合物の電子状態の解明」の助成を受けたものです。

(藤森 伸一)

●参考文献

Fujimori, S. et al., Electronic Structure of UTe_2 Studied by Photoelectron Spectroscopy, Journal of the Physical Society of Japan, vol.88, no.10, 2019, p.103701-1-103701-5.

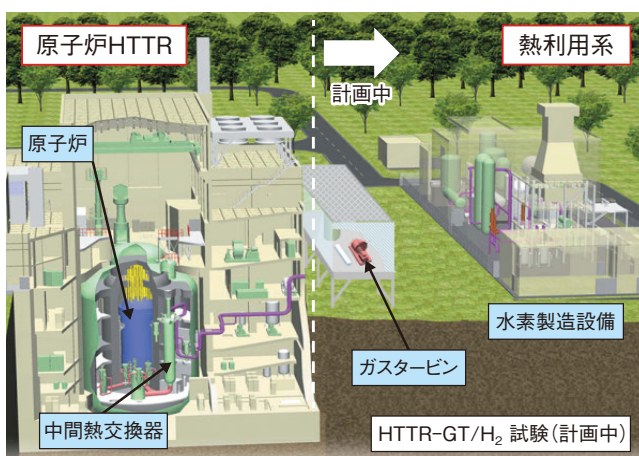
高温ガス炉とこれによる水素製造・熱利用技術の研究開発



安全性(S)

- ・燃料被覆に耐熱性に優れたセラミックスを使用
- ・黒鉛構造材（減速材）により事故時の温度変化が緩慢
- ・不活性なヘリウムガスは構造物と反応しない

高温ガス炉は、以上の特長により、原理的に炉心溶融を起こす可能性がない炉型である



経済効率性の向上(E)

- ・熱のカスケード利用による廃熱の削減(熱利用率80%)
- ・ガスタービン発電による設備の簡素化、高効率化(発電効率50%)

環境への適合(E)、エネルギーの安定供給(E)

- ・高燃焼度燃料、高発電効率により使用済燃料発生量を低減
- ・二酸化炭素フリーの水素製造の安定供給により地球温暖化を抑制

図6-1 高温ガス炉の特長と HTTR 熱利用試験計画 (HTTR-GT/H₂ 試験)

高温ガス炉は、ヘリウムガス冷却、黒鉛減速の熱中性子炉で、優れた固有の安全性を有しており、水素製造や発電などの多様な熱利用に用いることができ、また、エネルギー基本計画のエネルギー政策の基本的視点（3E+S）に応えることが可能です。私たちは、日本初の高温ガス炉 HTTR に熱利用系（ガスタービン及び水素製造設備）を接続し、原子炉を用いた多様な熱利用の実証を目標としています。

エネルギー資源に乏しい我が国では、海外からの化石資源の依存度を下げ、さらに地球温暖化問題解決に向けて二酸化炭素の排出量を低減するために、安全性の確保を大前提とした原子力エネルギーの利用を基本方針としています。

高温ガス炉は、ヘリウムガスタービンによる高効率発電、水素製造等の多様な産業利用に応えることができる原子炉です（図6-1）。2018年7月に閣議決定された第5次エネルギー基本計画の「第3節 技術開発の推進 2. 取り組むべき技術課題」では、「水素製造を含めた多様な産業利用が見込まれ、固有の安全性を有する高温ガス炉など、安全性の高度化に貢献する技術開発を、海外市場の動向を見据えつつ国際協力の下で推進する」と記載され、高温ガス炉開発の重要性が示されています。

原子力機構では茨城県大洗町に我が国唯一の高温ガス炉である高温工学試験研究炉（HTTR）を有しています。HTTRは、国産技術により建設され、2004年に950℃の熱を取り出すことに世界で唯一成功、2010年に950℃で50日間の連続運転により、安定に高温核熱を供給できることを実証しました。また、安全性実証試験として、原子炉の冷却機能が喪失し、原子炉停止に失敗する異常事象を模擬した試験を実施した結果、原子炉出力がほぼゼロに低下して自然に静定し、安全な状態に維持されることを実証しました。

近年の動向としては、文部科学省の高温ガス炉技術研究開発作業部会の提言に基づいて設置された高温ガス炉産学官協議会において、高温ガス炉の実用化戦略、海外

戦略等の検討が進められており、特に、ポーランドの高温ガス実験炉及び商用炉の導入に向けた協力方針、国内体制等が定められ、国際協力を活用した高温ガス炉開発の体制整備が進められています。この活動の狙いは、HTTRの設計、安全審査、建設、運転、メンテナンス、新規規制基準に基づく安全評価等を通して培った世界最先端の我が国の高温ガス炉技術を海外に展開し、そこで実証した成果を国内での高温ガス炉の導入に反映することです。

現在、高温ガス炉技術の開発として、燃料コスト削減を目指した黒鉛材料の検討、国際協力を活用した超高燃焼度燃料の開発及び再生可能エネルギーの発電量変動を補完できるシステムの概念検討を進めています（トピックス6-1～6-3）。また、高温ガス炉の熱を利用して水素を製造するための熱化学法ISプロセスの研究として、耐食環境下で用いるセラミックス機器の強度評価法の開発、耐食金属材料開発のための腐食試験装置の開発及び安定した水素製造のためのヨウ化水素溶液移送ポンプ軸封システムの開発を進めています（トピックス6-4～6-6）。

HTTRについては、三次元実形状衝突解析により排気筒が原子炉建家に倒壊した際の影響を評価する手法を開発するとともに（トピックス6-7）、原子力規制庁の新規制基準に係る適合性確認においては、固有の安全性が認められ2020年6月3日に大規模な改造や耐震補強なしで原子炉設置変更許可を取得しました。これにより、HTTRの運転再開に向けた最終準備段階に進んでいます。

6-1 代表不純物を利用した全炉心燃焼特性評価法の開発 —安価な黒鉛材料利用により高温ガス炉の燃料コスト削減に貢献—

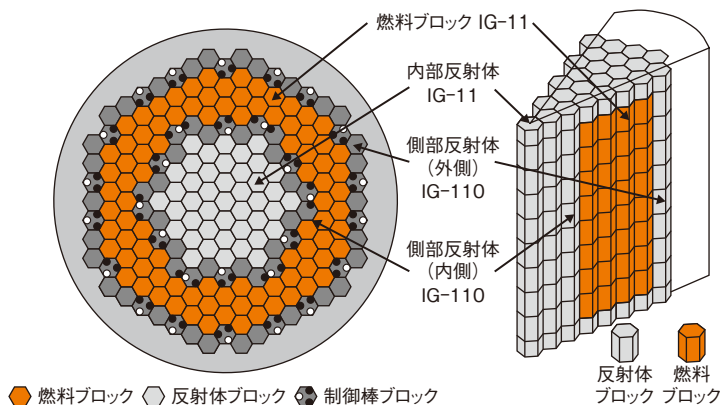


図6-2 GTHTR300の炉心の水平断面図(左図)及び鳥瞰図(右図)
GTHTR300(熱出力 600 MW、サイクル長 730 日、燃料領域の高さ 8 m (1 m × 8 段)、燃料領域外径 5.5 m)は、原子力機構が設計を行った商用高温ガス炉です。本炉心に対して安価な黒鉛材料を利用した場合の燃焼特性に関する検討を行いました。

高温ガス炉では、黒鉛中のホウ素や鉄などの不純物による臨界性への影響が無視できません。このため、高温工学試験研究炉 (HTTR) では、これらの不純物が臨界性に及ぼす影響をできる限り排除するため、燃料領域に高純度黒鉛である IG-110 製黒鉛ブロックを用いた設計が採用されています。これに対して、高温ガス炉ガスタービン発電システム (GTHTR300) では、経済性の観点から、初期の設計段階から IG-110 に比べて純度の低い IG-11 製黒鉛ブロックのみを用いた設計が検討されましたが、臨界性の観点から IG-11 のみでは炉心が成立せず、IG-110 も併用する必要があると考えられていました (図 6-2)。しかし、実用炉導入にあたっては、経済性が求められるため、安価な IG-11 製黒鉛ブロックのみで炉心を成立させることができれば、より魅力的な提案ができます。これには、従来の GTHTR300 の設計と比べて、IG-11 製黒鉛ブロックのみの炉心でも、運転期間中の燃焼において十分な臨界性が得られることを示す必要があります。そこで、従来の設計方法では考慮されていなかった黒鉛中の不純物の燃焼に着目しました。着目したのは、「毒作用の強い不純物核種は吸収断面積が大きいので、燃焼により早期に減少する」という点です。つまり、不純物が運転初期に燃え尽きることが確認できれば、以後の臨界性に影響を与えなくなるため、運転日数への影響が無視できるはずでした。

しかし、このような計算を行うには、数多くの不純物

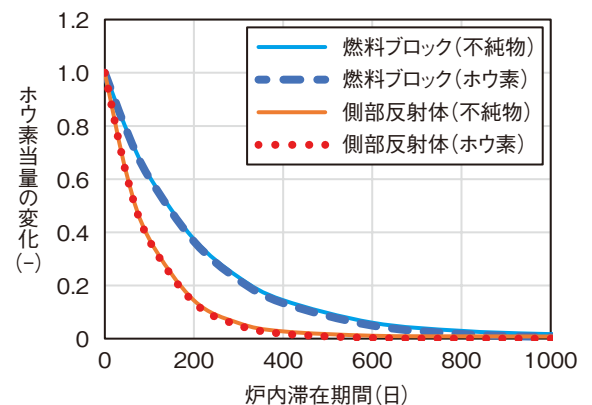


図6-3 燃料及び反射体ブロック内の不純物の燃焼特性
不純物の核種と中性子との反応を考慮し、反応度値を保存するように天然ホウ素重量に換算したものをホウ素当量と呼びます。縦軸は、炉内滞在期間 0 日目のホウ素当量を基準に規格化しています。破線は不純物を天然ホウ素で代表させた場合の燃焼特性、実線は不純物を直接燃焼させた場合の燃焼特性を表します。両者は良い一致を示しています。

核種の燃焼を同時に取り扱う全炉心燃焼計算を実施する必要があります、簡単に計算することはできません。このため、まずは核種崩壊生成計算コードである ORIGEN コードを用いて、GTHTR300 の設計を対象とした不純物の燃焼特性を評価しました。この結果、不純物の燃焼は、天然ホウ素のみの燃焼で模擬できることが分かりました (図 6-3)。この結果をもとにして、IG-11 の不純物核種をホウ素当量に換算し、モンテカルロ法に基づく炉心燃焼解析コード MVP-BURN を用いて全炉心燃焼計算を実施しました。この結果、IG-11 製黒鉛ブロックのみを用いて不純物の燃焼を考慮した設計では、不純物の燃焼を考慮しない従来の GTHTR300 の設計に比べて、かえって 1 割程度の運転日数の増加が確認できました。従来の設計では、前述のような考慮が計算できなかったことにより、不純物が燃焼末期においても残存するとして計算されたため、このような逆転現象が生じたものと考えられます。

これらの結果から、IG-11 製黒鉛ブロックのみを用いた設計でも、運転サイクル末期までに不純物が燃焼するため、燃焼末期における臨界性の妨げにはならないということが明らかになりました。今後は、燃料ブロックのシャッフリングパターンの見直しなどによって、さらなる燃料の高燃焼度化を図り、より経済性に優れた実用炉を追及してまいります。

(沖田 将一朗)

●参考文献

Fukaya, Y. et al., Burn-Up Characteristics and Criticality Effect of Impurities in the Graphite Structure of a Commercial-Scale Prismatic HTGR, Nuclear Engineering and Design, vol.326, 2018, p.108-113.

6-2 高温ガス炉燃料の燃焼度を3倍高めることに成功 —国際協力を活用した高燃焼度高温ガス炉燃料の開発—

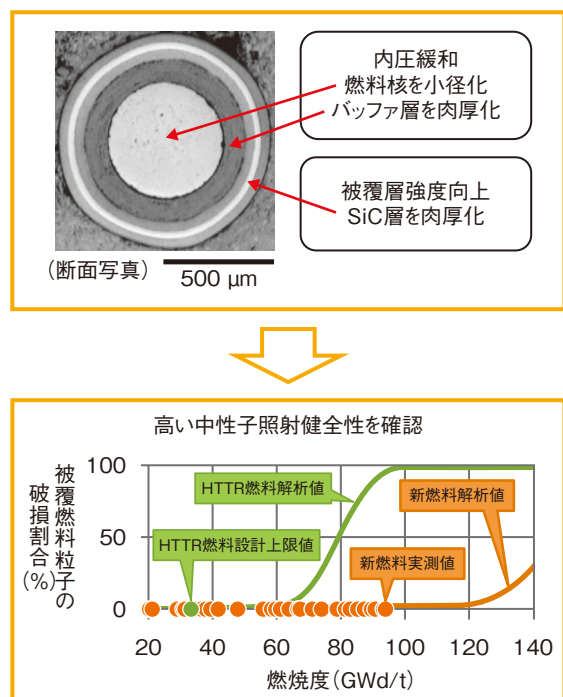


図6-4 高燃焼度用被覆燃料粒子の設計概要と中性子照射試験結果
従来の HTTR 燃料仕様よりも燃料核を小径化、バッファ層と SiC 層を肉厚化することで FP ガス保持機能を向上させ、100 GWd/t 規模の照射試験において健全性を確認することができました。

小型モジュラー炉として注目されている高温ガス炉を実用化するには、高温工学試験研究炉 (HTTR) で使用されている燃料 (燃焼度 33 GWd/t) に比べ、より多くのウラン燃焼エネルギーを安全に取り出すことが望めます。

高温ガス炉の被覆燃料粒子は、二酸化ウラン燃料を中心核とし、その周りに内側から低密度熱分解炭素のバッファ層、高密度熱分解炭素層、炭化ケイ素 (SiC) 層、高密度熱分解炭素層で構成されています。これら被覆層は、燃焼に伴い燃料核から放出される核分裂生成物 (FP) ガスを閉じ込める役割を担っています。高燃焼度化によって FP ガス放出が多くなると、従来の HTTR 被覆燃料粒子では内側からのガス圧によって被覆層が破損してしまいます。そこで、 ^{235}U 濃縮度約 10% の燃料核を小径化し、バッファ層と SiC 層を肉厚化することで FP ガス保持機能を向上させた高燃焼度用被覆燃料粒子を新たに開発し (図 6-4)、高温ガス炉燃料メーカーである原子燃料工業株式会社の量産化技術にて製造しました。また、直径約 1 mm の被覆燃料粒子を黒鉛粉末とフェノール樹脂から成るコンパクト母材とともに成型金型に流し込んで焼き固めて中空円柱形状の燃料コンパクトに成型しますが、この母材原料は海外からの輸入に頼っていたため国産化が課題でした。国内にも類似品は

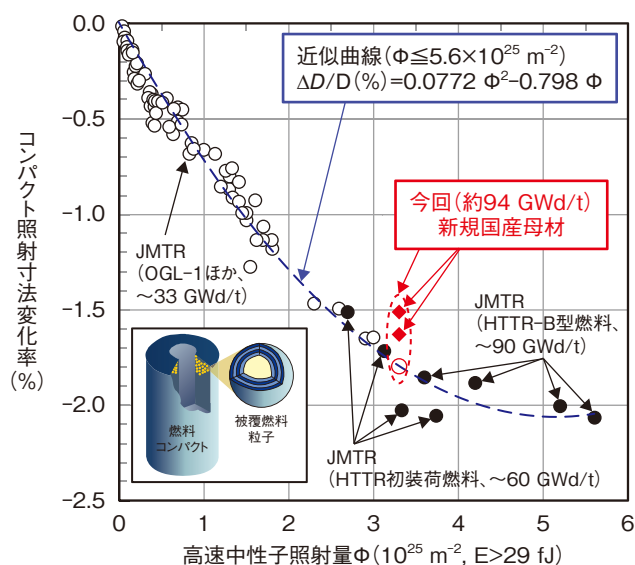


図6-5 高速中性子照射量に伴うコンパクト照射寸法変化率
100 GWd/t 規模の照射後試験の結果、新たな国産原料を使用した燃料コンパクトの寸法変化率は、従来母材原料を用いた場合と同等レベルであることを確認しました。

ありましたが、これを用いるには照射特性の確認が必要です。そこで、今回の照射試験では、新たに国産のコンパクト母材原料を用いて照射試験用の燃料コンパクトを作りました。この照射試験を国際協力のもと、カザフスタン核物理研究所の WWR-K 照射炉で 100 GWd/t 規模の中性子照射試験を行い、その照射健全性を確認しました。この結果、新しい国産のコンパクト母材原料を用いた燃料コンパクトの中性子照射に伴う寸法変化率は、従来原料と同等であることが分かりました (図 6-5)。この照射による寸法変化は、燃料破損に関わる燃料棒の除熱性能に大きく影響することから、燃料の寿命を決める大切なパラメータを確認できたことになります。

以上の結果から、今回の照射試験によって、100 GWd/t 規模の高燃焼度用被覆燃料粒子の照射健全性と国産コンパクト母材の適用性を同時に確認することができ、原子力機構が持つ燃料の設計能力と原子燃料工業株式会社が有する量産技術が世界のトップランナーであることも示すことができました。今後は、コンパクトの被覆燃料粒子充填率の向上や SiC 層内側に酸素ゲッターとなる ZrC (炭化ジルコニウム) 層を追加すること等により、さらなる燃料の高性能化に取り組んでまいります。

(佐々木 孔英)

●参考文献

Ueta, S., Sasaki, K. et al., Research and Development on High Burnup HTGR Fuels in JAEA, Mechanical Engineering Journal, vol.7, issue 3, 2020, p.19-00571-1-19-00571-12.

6-3 再生可能エネルギーとの共存に向けて ー再エネ発電量変動を補完できる高温ガス炉概念の提案ー

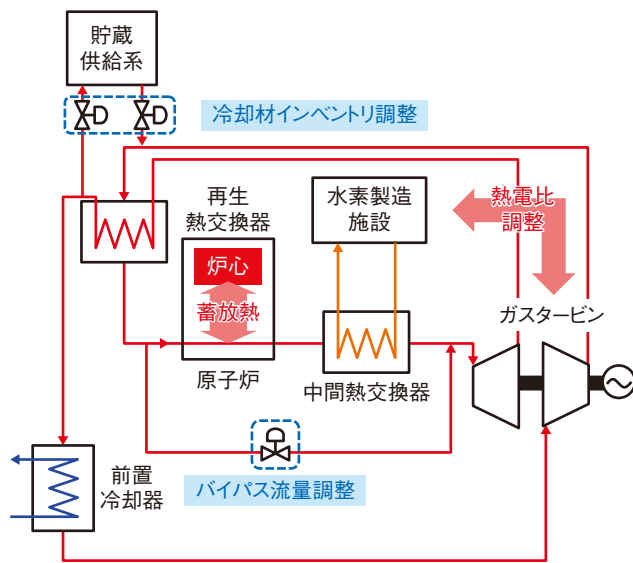


図6-6 再エネ発電量変動を経済的に補完できる高温ガス炉概念
長周期の出力変動は、冷却材インベントリとバイパス流量の調整により熱電比を調整し、原子炉定格運転を維持したままガスタービン発電量を調整して補完できます。短周期の出力変動は、冷却材インベントリ調整により炉心蓄放熱を行うことで、原子炉定格運転を維持したまま、ガスタービン発電量を調整して補完できます。

温室効果ガスの大幅削減が期待される太陽光や風力発電などの再生可能エネルギー（再エネ）の大量導入には、発電量が自然条件により大きく影響されるため、電力需給バランスを調整するための水力や火力発電が必須となっています。しかし、これまで主に電力需給バランス機能を担ってきた火力発電からは、大量の温室効果ガスが排出されますので、環境に悪影響を与えてしまいます。一方、在来の軽水炉では、出力変動に伴う機器への影響や発電効率の低下等が問題となるため、出力を変動させないベースロード電源としての利用に留まっていた。このため、高温ガス炉が経済的に再エネの発電量変動を補完しつつ、電力需給バランスを調整できる役割を担うことができれば、これまでの火力発電や軽水炉にない魅力的なシステムとして提供することができます。

この観点から、高温ガス炉の特徴を見直すと、冷却材であるヘリウムが相変化せず理想気体に近い特性があるため、冷却材総量（インベントリ）を調整することでガスタービンの電気出力を可変し、季節間や昼夜間に渡る周期の長い発電量変動を補完できる可能性があることに気付きました。また、高温ガス炉は、発電のみならず核発熱を利用した水素製造が可能であるため、原子炉出力を変えなくても原子炉と中間熱交換器のバイパス流量を調整することで、ガスタービンと水素製造施設への熱供給量の比率（熱電比）を調整することができます（図6-6）。

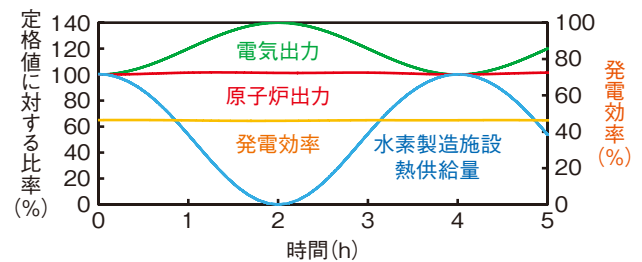


図6-7 再エネ発電量補完運転時の高温ガス炉の過渡挙動
高温ガス炉が原子炉出力や発電量を維持したまま、再エネ発電量変動の補完運転ができることを確認しました。

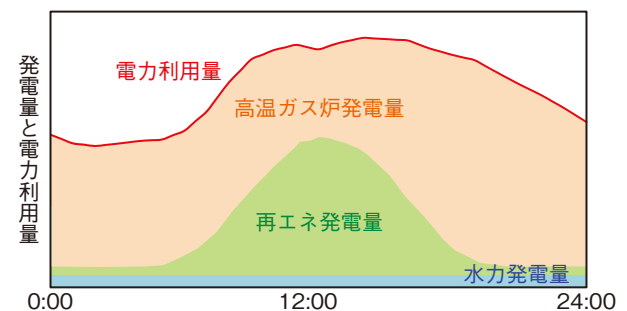


図6-8 高温ガス炉の電力調整機能の例
高温ガス炉の電力需給バランス機能を用いることで、ゼロエミッション電力システムが構築できます。

さらに、高温ガス炉は黒鉛ブロックから成る炉心の大きな熱容量を利用することによって、原子炉出力が一定の条件でも冷却材インベントリを調整することによりガスタービンの発電量を秒・分単位の短周期で調整できる可能性があります（図6-6）。このように、高温ガス炉は柔軟な運転方法によって、熱と電力エネルギーの供給比率を自由に調整できる潜在的な能力を有しているものと考えられます。

このような概念の技術的成立性を検討するためには、前述の運転条件で原子炉がどのように振る舞うかについてシステム解析コード等で評価する必要があります。そこで、原子力機構で設計した実用高温ガス炉である GTHTTR300C を対象に、高温ガス炉ガスタービン発電プラントの過渡挙動評価が可能となるよう改良した RELAP5 を用いて解析しました。この結果、GTHTTR300C は新たに設備を追加することなく、原子炉出力や発電効率を一定に維持したまま、短時間の要求発電量の変化に応じてガスタービン発電量を調整できることが確認できました（図6-7）。

以上の結果から、高温ガス炉は、電力需給バランス機能の役割を担えることが明らかになり、二酸化炭素を排出しないゼロエミッション電力システムの構築に貢献できる可能性を示すことができました（図6-8）。

（佐藤 博之）

●参考文献

Sato, H. et al., Study of an HTGR and Renewable Energy Hybrid System for Grid Stability, Nuclear Engineering and Design, vol.343, 2019, p.178-186.

6-4 IS 法水素製造の硫酸環境耐食機器の実用化に向けて —セラミックス機器の強度評価法を開発—

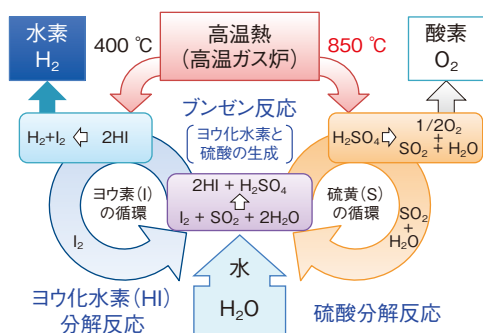


図6-9 熱化学水素製造 IS 法の概要

IS 法は、高温ガス炉の高温熱と三つの化学反応を利用して水から水素を製造します。熱源として高温ガス炉と組み合わせることで CO_2 を排出しない水素製造を実現します。

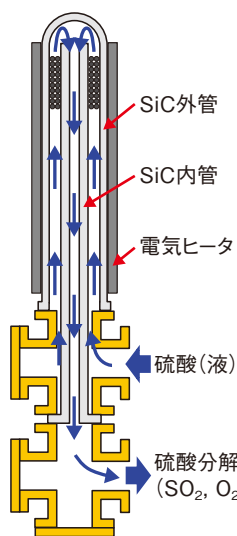


図6-10 炭化ケイ素 (SiC) 製硫酸分解器の構造

硫酸分解器は、SiC の内管と外管を組み合わせたバイネット型の反応器で、高温の硫酸を扱うため硫酸への耐食性及び耐熱性に優れた SiC を用いています。現在の連続水素製造試験では、ヘリウムガスによる加熱を模擬して電気ヒータにより加熱します。

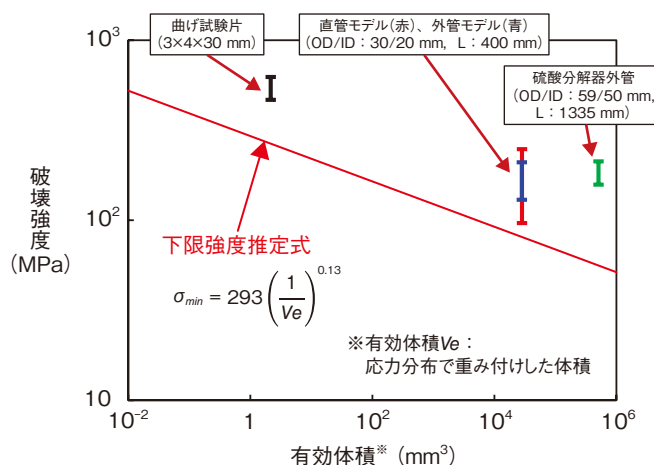


図6-11 SiC 構造体の下限強度式と妥当性検証

体積の異なる直管モデル、外管モデル、硫酸分解器の外管の破壊試験で得られた破壊強度は、いずれも下限強度推定式から得られる下限強度より大きな応力で破壊しており、下限値が保守側の強度を示していることが分かります。

水素社会の実現を目指し、高温ガス炉の熱利用技術として熱化学水素製造 IS 法の研究開発を行っています。IS 法は、ヨウ素 (I) と硫黄 (S) を用いた化学反応で、水を分解して水素と酸素を製造します (図 6-9)。強い腐食性のヨウ化水素 (HI)、硫酸などを高温で扱うため、機器材料には耐食性や耐熱性が求められます。

IS 法を構成する機器の中でも、硫酸分解器は極めて強い腐食性の硫酸を最高約 850℃ の高温で分解するため、耐食性、耐熱性の観点から、既存の金属材料が使用できません。このため、硫酸を沸騰・蒸発させる部分の材料に、耐熱・耐食性に優れたセラミックス材料である炭化ケイ素 (SiC) を用いた硫酸分解器を開発し、連続水素製造試験により機器性能及び信頼性を確認しています (図 6-10)。

一方、IS 法の実用プラントは、高温ガス炉からの高圧ヘリウムガスを熱源とするため、SiC 製硫酸分解器について高圧ガス保安法の認可取得が必要となります。しかし、セラミックス材料は、強度のばらつきに加え、体積が大きくなるほど平均強度が低下する特徴から、JIS 規格による小サイズの曲げ試験片強度から実機サイズの構造体強度を求めることができないため、設計や認可取得に必要な強度評価手法を開発する必要があります。

そこで、実機サイズのセラミックス機器にまで適用可能な強度評価法を開発しました。強度評価法は、セラミックス材料の強度ばらつきを考慮して設計できるように、構造体の下限強度を求めることを目的としました。曲げ試験で取得した材料特性データを基に材料中のき裂分布パラメータを決定し、き裂サイズと破壊強度の関係式 (破壊力学) 及びき裂分布と破壊強度の関係式 (破壊確率論) を組み合わせ、有効体積をパラメータとした下限強度推定式を作成しました (図 6-11)。下限強度推定式の妥当性を検証するため、実機サイズまでの様々な大きさの SiC 製試験体に内圧 (水圧) を負荷した破壊試験により、強度分布データを取得しました (図 6-11)。

図 6-11 の結果から、全ての破壊強度が下限強度推定式で示される下限強度を上回っており、開発した強度評価式により、実機サイズの SiC 構造体の下限強度が評価できることを確認しました。これにより、硫酸分解器の SiC 構造体の強度評価に道筋をつけました。

今後は、安全率等の検討を加えて SiC 構造体の設計手法を確立するとともに、新たに開発する耐食金属を組み合わせるなど信頼性を高める設計を進め、硫酸分解器の実用化を進めていく予定です。

(竹上 弘彰)

●参考文献

Takegami, H. et al., Development of Strength Evaluation Method of Ceramic Reactor for Iodine-Sulfur Process and Hydrogen Production Test in Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Engineering and Design, vol.360, 2020, p.110498-1-110498-6.

6-5 IS 法で用いる耐食部材の金属材料化を目指して —二酸化硫黄 (SO₂) 漏れの発生しない腐食試験装置の開発—

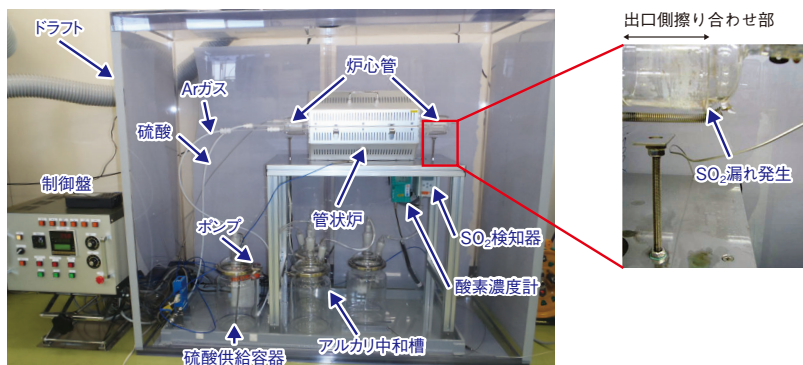
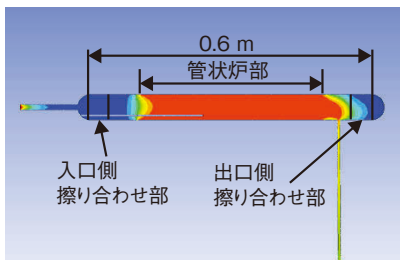


図6-12 腐食試験装置の外観及び SO₂ 漏れの発生した部位

本装置は試験中、安全対策として、異常加熱または SO₂ 漏れが生じた場合、自動停止するシステムとなっています。改良前の装置では、出口側擦り合わせ部より SO₂ 漏れが発生し、装置は自動停止しました。

(a) 改良前炉心管での温度分布解析結果



(b) 改良後炉心管での温度分布解析結果

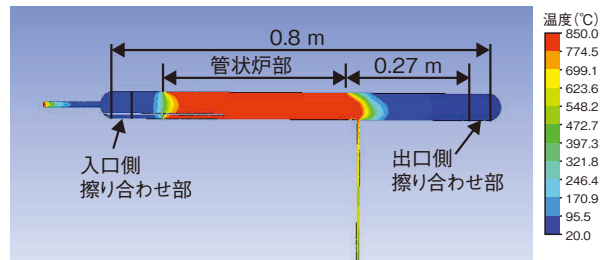


図6-13 炉心管の寸法最適化による出口側擦り合わせ部温度の低減効果

(a) 改良前の炉心管 (0.6 m) では、出口側擦り合わせ部温度がフッ素グリースの使用可能温度 (515 °C) を超過したのに対して、
(b) 改良後の炉心管 (0.8 m) では出口側擦り合わせ部を管状炉から遠ざけることで、温度を室温まで低減可能となりました。

高温ガス炉の熱利用技術の一つである熱化学水素製造 IS 法は、腐食性の高いヨウ化水素 (HI) やヨウ素 (I₂)、硫酸や二酸化硫黄 (SO₂) を高温で取り扱うことから、各種構造部材には、耐熱性や耐食性に優れた材料が求められます。特に硫酸を分解する反応容器 (硫酸分解器) 内は、IS 法の中で最も高温の 850 °C に達します。このことから私たちは、これまで硫酸分解器にセラミックス (SiC) を適用することを検討してきました。しかし、SiC 自体高コスト、かつ硫酸分解器のさらなる大型化が困難であることから、製造コスト低減には課題があります。そこで、最近 SiC 材料に代わる耐熱耐食金属材料の探索を開始しました。

耐熱耐食金属材料の実用化には、開発した材料の硫酸分解器環境下における耐食性能を確認しなければなりません。そこで私たちは、長時間腐食せず、耐熱性にも優れた腐食試験装置を開発しました (図 6-12)。装置は制御盤、硫酸供給容器、ポンプ、石英ガラス製の炉心管、管状炉、硫酸がガス化した SO₂ を中和するアルカリ中和槽等から構成されており、制御盤以外はドラフト内に格納しました。また、アルゴンガスをキャリアとして用い、ガス化した SO₂ を炉心管内に設置した金属試験片全体に行き渡らせるようにしました。さらに、安全性にも配慮して、硫酸液量、SO₂ ガス量、管状炉内の温度分布、硫酸分解後の酸素濃度を試験中に常時測定できるよう計測器を設置するとともに、900 °C 以上の異常

加熱が生じた場合やドラフト内に SO₂ が漏れ出した場合に装置が停止するシステムを設けました。加えて、サンプルを炉心管内にその都度装填する関係上、炉心管両側は擦り合わせ構造となっています。実際にこの炉心管を用いた予備試験では、液体の硫酸を炉心管内に流し、しばらく経過後、出口側擦り合わせ部より SO₂ 漏れが発生し、装置が停止しました (図 6-12)。特に、出口側擦り合わせ部には、硫酸の液溜まりが発生してしまいました。この原因は、炉心管の出口側擦り合わせ部の温度上昇により、この部位に塗布したフッ素グリースの粘着力が弱まるとともに、液溜まりの影響も寄与して、SO₂ ガスが漏えいしたことによるものでした。そこで、これを防止するため、熱流体計算を利用した寸法最適化による改良を検討しました。この結果、管状炉部と出口側擦り合わせ部との距離を遠ざけることで、出口側擦り合わせ部温度を室温まで低減しつつ、ドラフト内に格納可能な炉心管の寸法を決定しました (図 6-13)。

実際に改良後の炉心管は、液溜まり解消のため、炉心管内の段差を極力少なくするとともに、炉心管を長尺化したことにより、温度上昇が回避され、長時間経過しても、SO₂ 漏れは生じなくなりました。現在はこの装置を用いて、各種金属材料の腐食試験を実施中であり、今後は新規耐熱耐食金属材料を開発していく予定です。

(広田 憲亮)

●参考文献

広田憲亮ほか、熱化学水素製造法における硫酸分解ガス環境下を模擬した新たな腐食試験装置の開発、材料と環境, vol.68, no.6, 2019, p.137-142.

6-6 IS 法による安定した連続水素製造に向けて —高濃度ヨウ素を含むヨウ化水素酸溶液移送ポンプ軸封システムを開発—

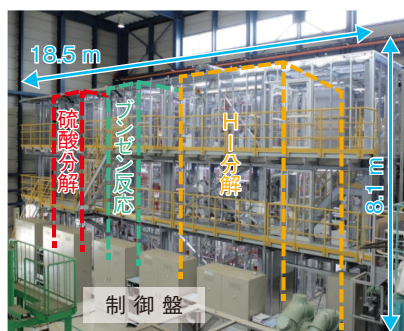


図6-14 連続水素製造試験設備の外観
IS 法の実用化を目指すために、IS 法の全ての機器を工業材料で製作した試験装置です。水素製造実証試験に使用しています。

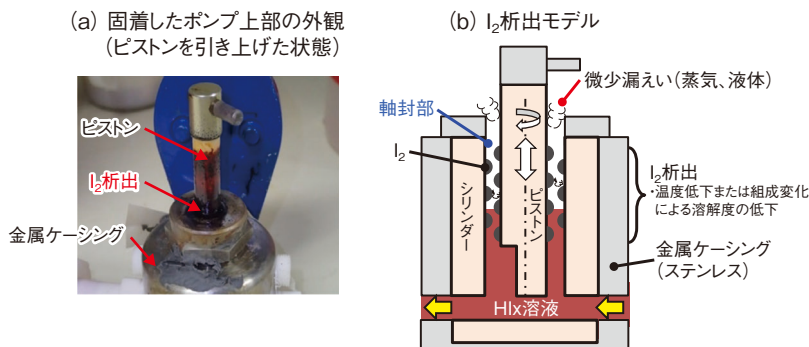


図6-15 固着したポンプの外観

(a) 固着停止したポンプのピストン部に固体 I_2 の析出が確認できました。
(b) I_2 濃度の高い HIX 溶液を移送する際に、ピストンとシリンダーの微小な隙間で I_2 溶解度が低下することにより I_2 が析出し、ポンプが固着したと考えられます。

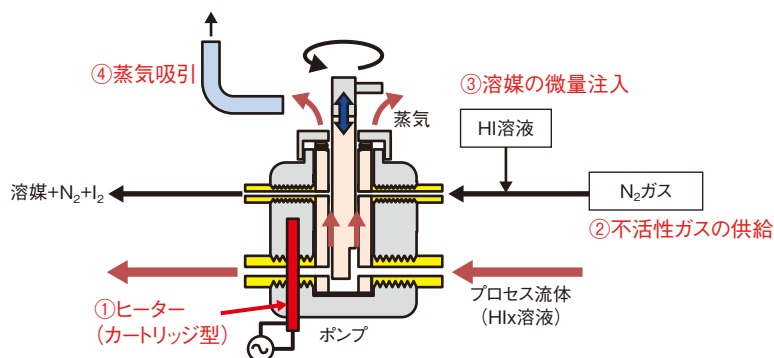


図6-16 開発した気液併用軸封システムの概要
ポンプ停止の原因と考えられる I_2 析出を防止するために、①温度低下を防ぐヒーター、②プロセス流体の流出を防ぐ不活性ガスの供給、③ I_2 を溶解する溶媒 (HI 溶液) 注入、④漏えいした蒸気吸引を組み込んだ軸封システムを開発しました。

高温ガス炉の熱利用技術開発の一貫として、熱化学水素製造 IS 法の研究開発を行っています。IS 法では高腐食性の硫酸やヨウ化水素 (HI)、ヨウ素 (I_2) を用いるとともに、最高 900 °C の高温環境が存在するため、実用化を目指すためには、耐食・耐熱性を持つ金属・セラミック等の工業材料製機器が必要となります。この開発の一貫として、2013 年度にプロセス全系に耐食・耐熱性工業材料を用いた連続水素製造試験設備を製作し (図 6-14)、本試験装置を用いて連続水素製造試験を行って運転制御や機器信頼性を確認しています。

2016 年に行った水素製造試験では、水素製造量 10 L/h での 8 時間連続運転に成功しましたが、高濃度 I_2 を含むヨウ化水素酸 (HIX : HI、 I_2 、 H_2O の混合溶液) の移送ポンプが固着して停止する問題が発生しました。固着したポンプのピストンとシリンダー (軸封部) を確認したところ、ピストン表面に固体 I_2 の析出が確認されました (図 6-15 (a))。この原因は、送液した HIX 溶液には溶解度に近い I_2 が含まれており、軸封部での温度低下、組成変化により固体の I_2 が析出し、ピストン／シリンダー間の摺動抵抗が増大し、ピストンとシリンダーが固着し停止したものと考えられます (図 6-15 (b))。

そこで、軸封部に固体 I_2 を析出させないための気液併用軸封システムを開発しました (図 6-16)。この軸封システムは、①温度低下による I_2 析出を防ぐヒーター、②プロセス流体の流出抑制、軸封部からの I_2 及び溶媒を排出する不活性ガスの供給、③析出 I_2 を溶解する溶媒 (HI 溶液) の微量注入、④軸封部から微量に漏れる蒸気から周辺機器を保護するための蒸気吸引、の四つの機能が組み込まれています。水素製造試験で固着停止したポンプと同様組成の HIX 溶液を用いて本軸封システムの効果検証を行ったところ、24 時間停止することなく安定して運転できることを確認しました。その後、この軸封システムを連続水素製造試験設備に組み込んだ連続水素製造試験において、水素製造量 20 L/h、31 時間の連続運転に成功しました。

今後は、連続運転で得た知見を基に固体 I_2 析出を防止するための組成調整法の導入などの設備改良を進め、長時間の運転により運転制御や機器信頼性に関するデータを蓄積し、実用化に向けた技術開発に活用していく予定です。

(野口 弘喜)

●参考文献

Noguchi, H. et al., R&D Status of Hydrogen Production Test Using IS Process Test Facility Made of Industrial Structural Material in JAEA, International Journal of Hydrogen Energy, vol.44, issue 25, 2019, p.12583-12592.

6-7 排気筒倒壊時の原子炉建家への影響を明らかにする —三次元実形状モデルの衝突解析により健全性を確認—

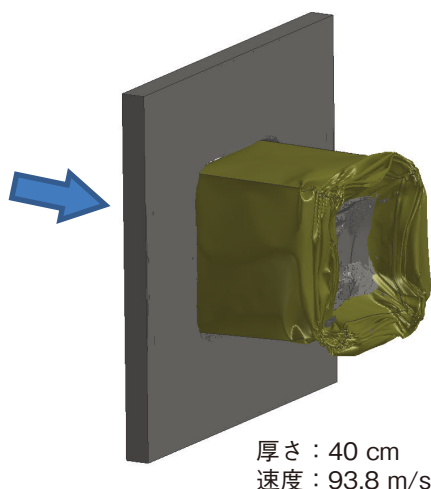


図6-17 物性値を調査するための衝突解析

解析の結果、飛来物（速度 93.8 m/s）が鉄筋コンクリート板（厚さ 40 cm）を貫通し、従来の評価を再現しています。本解析に用いた物性値は経験式と同等以上の保守性を有していることを確認し、衝突解析に用いる物性値を特定しました。

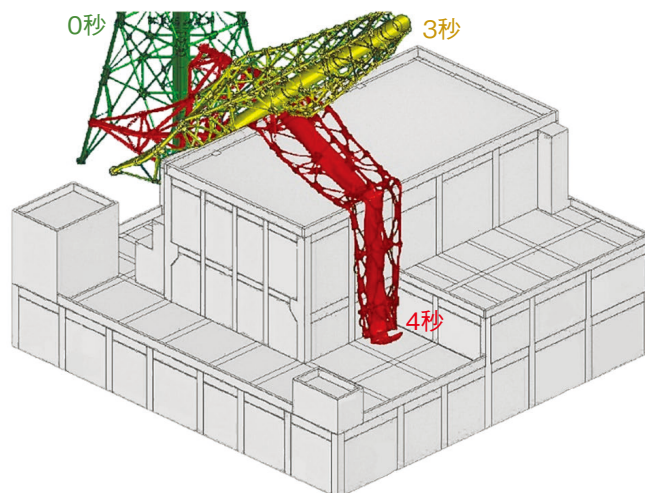


図6-18 衝突時の排気筒と原子炉建家の挙動

排気筒の倒壊開始から衝突後までの挙動を示しています。風が吹き始めて3秒で排気筒は傾き、4秒で原子炉建家に衝突します。排気筒が衝突しても原子炉建家は変形しておらず、原子炉建家及びその内部に大きな影響がないことを確認しました。

東日本大震災による東京電力福島第一原子力発電所の事故後、自然現象に対する対策の一環として竜巻に対する原子炉の安全性確保も重要な課題となりました。これまでの竜巻起因の飛来物に対する健全性評価は、単純な形状の飛来物が壁を貫通等するかを評価するに留まっています。しかし、現実的には原子炉建家の周辺には排気筒のような複雑な形状の構築物等があり、これらが原子炉建家に衝突した場合の挙動を従来の手法で評価することは困難です。そこで、複雑な形状の飛来物の衝突を想定した評価を行うために、車や航空機の衝突解析で利用されている解析プログラムで作成した三次元実形状モデルを用いて、高温工学試験研究炉（HTTR）の排気筒が原子炉建家に衝突する際の挙動を解析しました。

衝突解析を実施するにあたっては、原子炉建家の鉄筋コンクリートの物性値を設定する必要があります。しかし、鉄筋コンクリートの物性値は鉄筋の含有量によって異なるため、準拠できる規則等はありません。そこで、原子力規制庁の竜巻の審査で用いられている実験から求められた経験式を参考に鉄筋コンクリートの物性値を設定しました。物性値の設定にあたっては、飛来物（コンテナ：長さ 2.4 m × 幅 2.6 m × 奥行 6.0 m、鉄板厚さ 4.0 mm、重さ 2300 kg）を鉄筋コンクリート板に衝突させる解析を行い、経験式の結果を再現できる物性値を調査しました。この結果、鉄筋コンクリートの破壊

に大きく関わる圧縮破壊ひずみ及び引張破壊ひずみを、それぞれ、0.03 及び 0.087 と設定すると経験式の結果を再現でき、解析結果が経験式と同等以上の保守性を有することを確認できました（図 6-17）。

排気筒と原子炉建家の衝突解析では仮想的な事象を想定し、風速 100 m/s の強風により排気筒が倒壊すると仮定しました。排気筒のモデルは、保守的に評価するため、筒身と原子炉建家反対側の鉄塔足 3 本を固定しない条件で解析しました。排気筒が根本から原子炉に向けて倒れて衝突するときの排気筒及び原子炉建家の挙動を図 6-18 に示します。時刻 0 秒に風が吹き始め、3 秒で排気筒は傾き、4 秒で原子炉建家に衝突します。衝突によって排気筒は大きく変形しますが、原子炉建家は大きな破損がなく、原子炉建家内部には影響を与えないことが分かりました。これは、排気筒が変形しやすい構築物であるため、排気筒の運動エネルギーは原子炉建家のひずみエネルギーにほとんど変換されず、主に排気筒自身のひずみエネルギーに変換されたためです。

以上のように、HTTR 排気筒の三次元実形状モデルを作成し、これまでの経験式を踏襲できるような物性値を設定することによって複雑な形状の飛来物と原子炉建家の衝突解析が可能となり、原子炉建家の健全性が評価できるようになりました。

（小野 正人）

●参考文献

小野正人ほか、3次元実形状モデルを用いた高温工学試験研究炉の原子炉建家と排気筒の衝突解析, 日本原子力学会和文論文誌, vol.19, no.2, 2020, p.110-120.

高速炉サイクルの研究開発基盤の整備

高速炉及びこれに対応した燃料サイクル（高速炉サイクル）は、世界のエネルギー需要への対応と地球環境の保全の両立のために期待される持続的エネルギー供給システムです。ウラン資源の大部分を利用可能とすることにより千年を超える長期にわたってエネルギーを供給できる技術であり、マイナーアクチノイドを核変換することで地層処分に供するガラス固化体の発熱や放射性毒性を大幅に低減することができるという特徴も持っています。

2018年12月に原子力関係閣僚会議にて決定された「戦略ロードマップ」では我が国における今後10年程度の高速炉の開発作業が特定され、原子力機構には、原子力イノベーションのもと民間が取り組む多様な技術開発に対応できるニーズ対応型の研究開発基盤を維持すること及び安全基準等の我が国の技術を国際標準化する取り組みを実施すること等が求められています。そこで、原子力機構では、これに則り研究開発方針を策定し、高速炉・新型炉研究開発部門では、国内外の最先端の技術を取り入れた先進的設計評価・支援手法、安全性向上技術、放射性廃棄物の減容化や高速炉の経済性向上に向けた技術、燃料製造・再処理等の燃料サイクル技術の開発、安全基準及び規格基準の開発と標準化等に取り組んでいます。安全基準及び規格基準の開発と標準化においては、多様な概念が想定される新型炉の特徴を最大限に生かす設計を実現するための規格体系を構築することを目的として、図7-1に示すようにリスク情報を活用することにより安全基準と構造の規格・基準をシームレスに連携させる体系を提案し、これを実現するための技術開発を進めるとともに国内外の学協会等で標準化活動に取り組んでいるところです。

本章ではこれらの研究開発の中から最近の成果をい

くつご紹介します。「炉心上部機構の国内製作技術確立に向けて（トピックス7-1）」は高速炉の設計研究の一環として日仏高速炉協力を行う中で、タンク型炉の炉心上部機構の製作性を3D-CADを用いて検討し、国内技術によるタンク型炉の炉心上部機構の製作技術成立性に見通しを得るとともに今後の高速炉実用化に向けた重要な知見を獲得したものです。「自然対流により炉心の崩壊熱を確実に除去（トピックス7-2）」及び「高速炉の炉心燃料集合体の解析評価手法の構築（トピックス7-3）」は熱流動解析に係るものです。トピックス7-2は、ナトリウム冷却高速炉の崩壊熱除去システムの成立性をこれまでにない高精度の試験データを取得することによって得られた結果を紹介しています。トピックス7-3は、ナトリウム冷却高速炉の安全性を高めるために設計検討されている内部ダクトを有する燃料集合体の成立性を、サブチャンネル解析コードの機能を拡張することによって示した結果を示します。「超高温条件に耐える燃料被覆管の開発を目指して（トピックス7-4）」及び「燃焼するナトリウムミストで水素が着火する仕組みを調べる（トピックス7-5）」は、ナトリウム冷却高速炉の安全性評価に係る成果です。トピックス7-4では、ナトリウム冷却高速炉用燃料被覆管として開発を進めてきた酸化物分散強化型鋼の1000℃における強度が従来の耐熱オーステナイト鋼に比べて格段に優れ、超高温条件での安全性が高い画期的な被覆管であることを明らかにすることができました。トピックス7-5では、水素ガスが着火する過程を高感度で高速度の撮影手法で可視化する燃焼実験を行い、ナトリウム混在水素噴流の着火は着火したナトリウムミストの周囲で水素が局在的に着火する現象であることを確認しました。

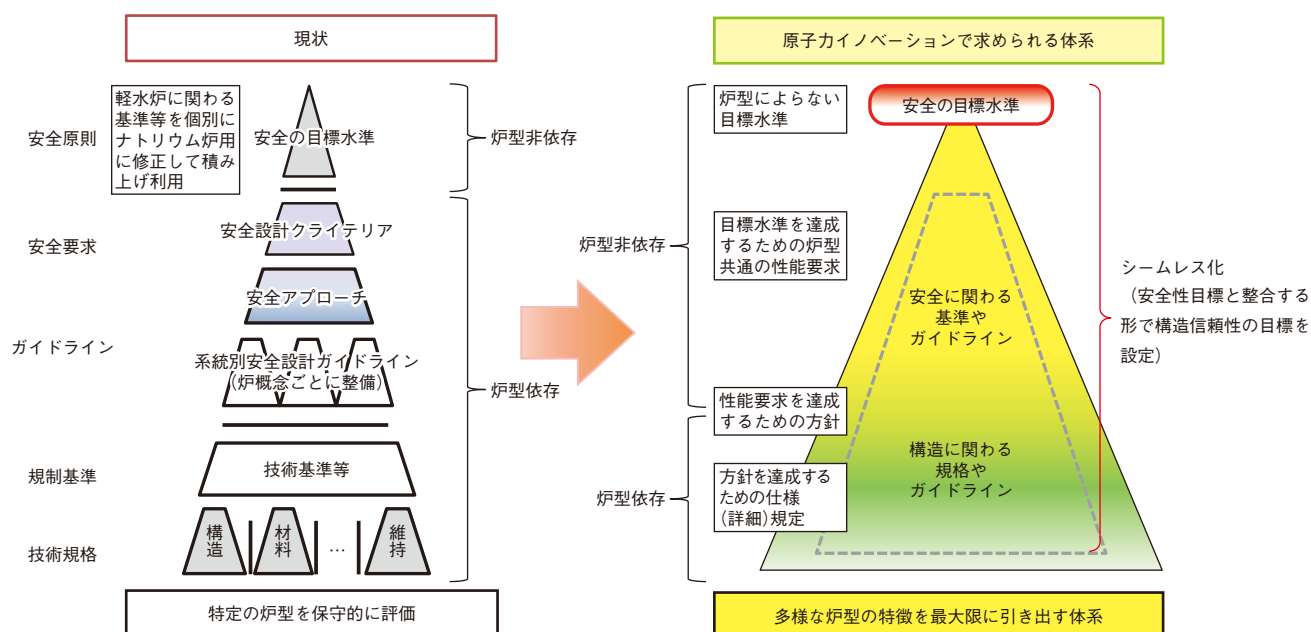


図7-1 原子力イノベーションに必要な規格基準体系の提案

7-1 炉心上部機構の国内製作技術確立に向けて

— 炉心上部機構内の計装配管配置検討及びモックアップによる製作性確認 —

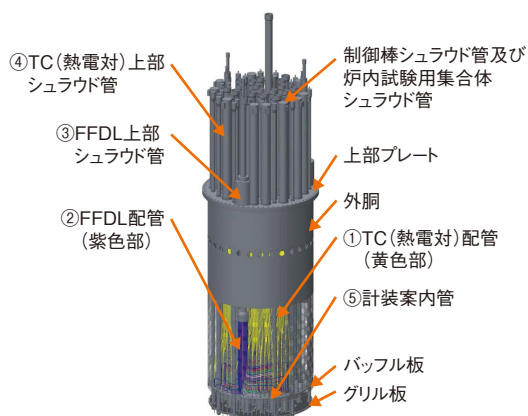


図7-2 3D-CADによる炉心上部機構（ACS）機器及び計装配管配置図

仏国実証炉 ASTRID600 の ACS を対象に、外胴内における 702 本の計装配管を含む多数の配管について、寸法や製作上の要求を満たすような配置及び組立手順を検討しました。



図7-3 ACS モックアップ
1/3 炉心を対象としてモックアップにより配管配置及び施工性について確認し、設計製作に係る知見を獲得しました。

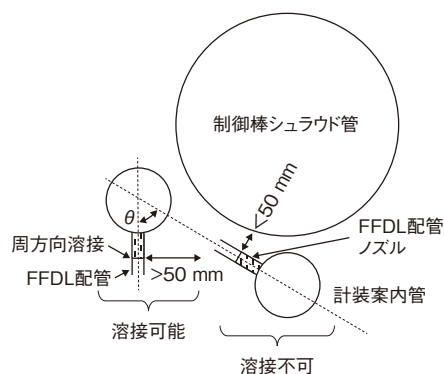


図7-4 FFDL 配管ノズルの周方向溶接に対する溶接機アクセス性概念図
溶接機の周囲に必要な間隔（50 mm）を確保するよう、FFDL 配管ノズルの水平方向取付角度（ θ ）を適切な範囲に制御することで、制御棒シュラウド管隣接部においても溶接機のアクセス性は確保できる見込みです。

ナトリウム冷却型高速炉の炉心上部に位置する炉心上部機構（Above Core Structure：ACS）は、制御棒駆動機構のほか、集合体出口温度計装（Thermocouple：TC）や破損燃料位置検出計装（Failed Fuel Detection and Location：FFDL）といった炉内計装設備を支持するための設備です。ACS の設計においては、各集合体出口から ACS 内部に引き込まれる多数の計装配管について、寸法や製作上の要求を満たすように配置や組立手順を検討することが必要となります。

本研究では、日仏高速炉協力の一環として、仏国実証炉である ASTRID600（タンク型炉、熱出力 1500 MW／電気出力 600 MW）の ACS を対象に、3D-CAD を用いた計装配管の配置及び組立手順の検討、モックアップを用いた取付施工性の確認試験を実施しました。

3D-CAD による検討において、TC 配管（図7-2 ①）や FFDL 配管（図7-2 ②）は軸方向に数分割し下部から上部へ、径方向については中心から外側に向かってそれぞれ取付を進めていくことにより、702 本の計装配管やそれらを ACS 上部で束ねるシュラウド管（図7-2 ③、④）等について、寸法や配管曲げ加工時の曲率に対する要求の範囲内において、それらが互いに接することなく、かつ作業による施工空間を確保するような配置及び組立手順を検討しました。次に、検討した配置及び組立手順に基づき、図7-3に示すように 1/3 炉心を対象とした ACS のモックアップを作成し、施工性を確認しました。その結果、配管同士の接触が複数箇所確認されたほか、

溶接機のアクセス性が困難となる箇所があることが分かりました。

配管同士の接触については、3D-CAD 上の検討において配管同士の最低間隔に制限値を設けておらず、結果として、曲げ加工等に伴う製作上の公差を下回る箇所が生じ、接触に至ったと考えられます。モックアップ試験の結果を踏まえ、全箇所について曲げ加工等に伴う製作上の公差以上の間隔を確保するように配管の配置を再検討することで接触は避けられる見込みです。

溶接機のアクセス性については、ACS 下部のパッフル板上の計装案内管（図7-2 ⑤）に FFDL 配管を水平方向に取付け、周方向溶接により固定する際、FFDL 配管ノズルと隣接する制御棒シュラウド管との間隔が、溶接機の周囲に必要な間隔（50 mm）を下回るために施工不可となる箇所がありました。これについては、図7-4に示すように溶接部位の周囲に必要な間隔を確保するよう、FFDL 配管ノズルの水平方向取付角度を適切な範囲に制御することで解決できる見込みです。

本研究を通じ、国内技術によるタンク型炉の ACS 製作技術成立性に見通しを得るとともに、今後の高速炉実用化に向けた ACS の設計製作に係る重要な知見を獲得しました。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果を含みます。

（高野 和也）

●参考文献

Takano, K. et al., Routing Study of Above Core Structure with Mock-Up Experiment for ASTRID, Proceedings of 2019 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2019), Juan-Les-Pins, France, 2019, 8p.

7-2 自然対流により炉心の崩壊熱を確実に除去 —浸漬型直接炉内冷却器による炉心冷却試験と冷却性能予測技術の開発—

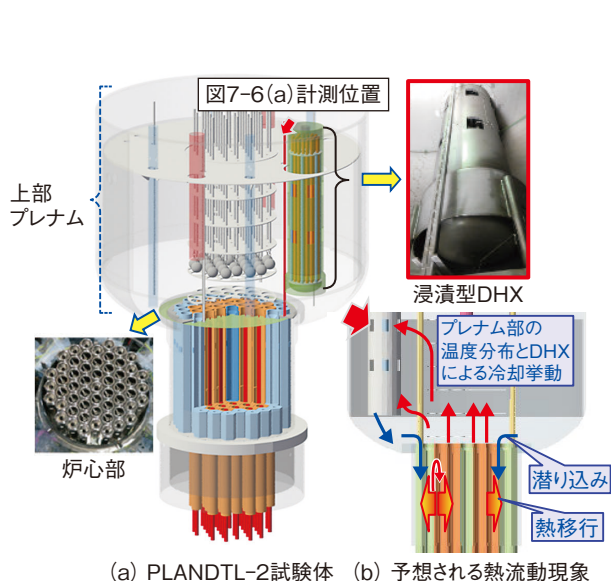


図7-5 Na試験装置 (PLANDTL-2) の試験体と炉容器内に設置した冷却器による自然対流崩壊熱除去システムのイメージ
(a) PLANDTL-2は、従来の大型ナトリウム冷却高速炉の1/5縮尺規模の試験体を有し、上部プレナム、炉心部、浸漬型直接炉内冷却器 (浸漬型 DHX) 及び炉上部機構など主要な構成機器を模擬し、(b) 直接炉心冷却系による炉心冷却の様子を工学規模で把握可能です。

ナトリウム冷却高速炉 (SFR) の開発では、安全性強化の一環として液体金属ナトリウム (Na) の優れた伝熱特性を活かした崩壊熱除去システムの検討を進めており、図7-5の右上の赤枠で示す原子炉容器の上部プレナム内に浸漬させた冷却器 (浸漬型 DHX: 浸漬型直接炉内冷却器) による崩壊熱除去システムの採用が有力となっています。このシステムでは、炉心部から流出した高温 Na は浸漬型 DHX に取り込まれて冷却され、密度が増加した低温 Na は自重で流下して炉心部へ供給されることから、外部電源を失った場合でも動作するという優れた特長があります。この浸漬型 DHX から流出した低温 Na は、燃料集合体出口や燃料集合体間の隙間部に入り込みますが、炉心部から流出する高温 Na との相互作用を把握し、炉心が確実に冷却されることを確認する必要があります。このため、炉心全体に及ぶ熱流動挙動を把握すること、信頼性の高い試験データを取得して数値解析による冷却性能評価手法の構築に役立てることを目的に試験研究を実施しています。

図7-5にNa試験装置 (PLANDTL-2) の概略を示します。PLANDTL-2は大型SFRの約1/5縮尺となっており、上部プレナム、炉心部、浸漬型 DHX 及び炉上部機構などの主要機器を模擬した装置となっています。炉心領域は、実炉同様に多数の六角管流路 (ヒータ発熱体

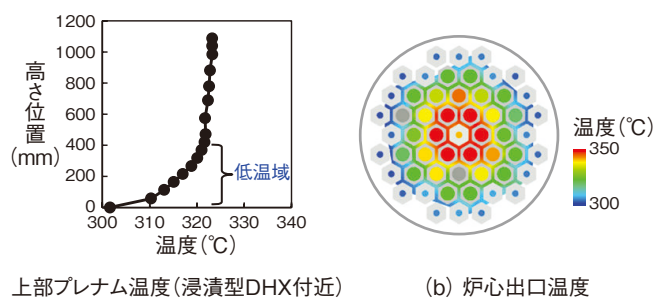


図7-6 PLANDTL-2試験で得られた DHX 除熱時の温度分布
(a) 上部プレナム底部 (炉心上部) に Na の低温域の形成が見られ、
(b) 下方にある炉心を外周部から冷却する様子が確認できます。

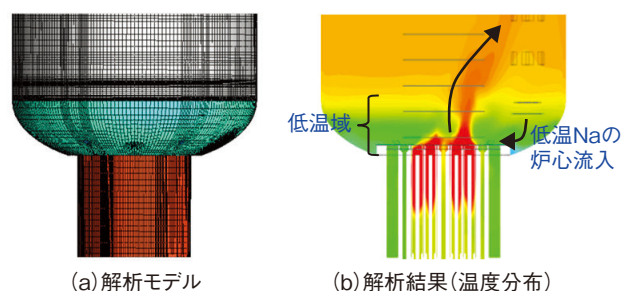


図7-7 PLANDTL-2試験を対象とした解析の一例
(a) 三次元解析モデルを用いた (b) 数値解析結果から、上部プレナム底部の Na の低温域の形成、炉心流入挙動などの代表的な現象を把握することができます。

3列、非発熱体1列) で模擬しています。試験体内部には、炉心部の約300点を含む約550点の温度センサーを設置しており、同時計測によって炉心が冷却される様子をこれまでにない詳細さと規模で、その時間変化とともに把握できます。図7-6に試験結果の一例を示します。図7-6(a)の温度分布から、浸漬型 DHX の冷却により上部プレナム底部に Na の低温域が形成され、図7-6(b)の断面分布に示すように、炉心外周部から低温 Na が炉心内部 (六角管流路や六角管間ギャップ部) に潜り込んで炉心を冷却することが分かります。この一連の現象は、浸漬型 DHX によって炉心が安定的に冷却されることを示すものであり、安全性を強化した高速炉プラントの実現につながるものです。

取得した試験データは、図7-7に一例を示すように原子炉容器内の複雑な熱流動現象を予測可能な多次元熱流動解析手法の構築に向けて、妥当性確認及び高精度化に役立てています。将来的には大型試験による技術実証を数値解析に置き換えることで、試験装置の建設や運転等に関わる開発コストを大幅に低減することも期待できます。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「高速炉の国際協力等に関する技術開発」の成果を含みます。

(江連 俊樹)

●参考文献

Ezure, T. et al., Study on Multi-Dimensional Core Cooling Behavior of Sodium-Cooled Fast Reactors under DRACS Operating Conditions, Proceedings of 18th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-18), Portland, U.S.A., 2019, p.3355-3363, in USB Flash Drive.

7-3 高速炉の炉心燃料集合体の解析評価手法の構築 ー内部ダクトを有する燃料集合体 (FAIDUS) 内の熱流動挙動を予測ー

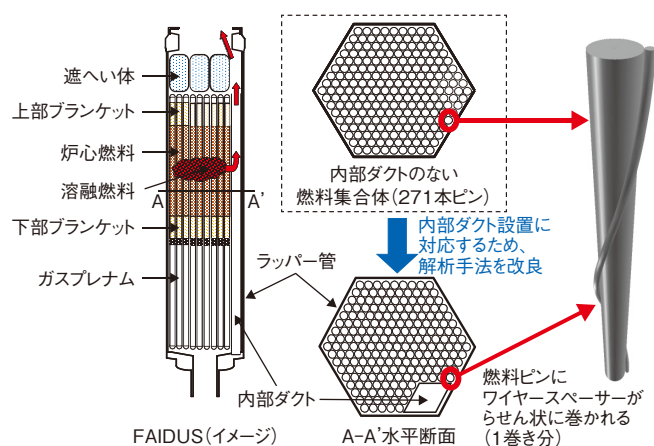


図7-8 内部ダクトを有する燃料集合体 (FAIDUS) のイメージ
燃料破損事故が生じた際、内部ダクトを通して溶融燃料を速やかに炉心の外に排出することで再臨界を排除します。

表7-1 燃料集合体の主な仕様と境界条件

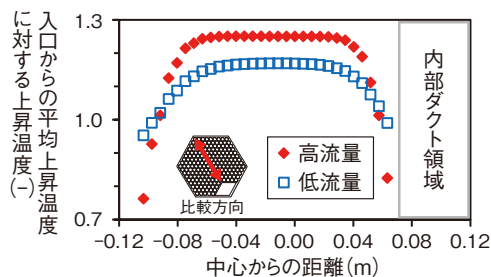
大型 SFR の仕様 (暫定) を参照し、定格運転時の高流量条件及び崩壊熱除去時の低流量条件を設定しました。

項目	高流量	低流量
燃料ピン本数	255	
発熱長 (m)	1	
冷却材入口温度 (°C)	395	
燃料集合体出力 (MW)	8.3	0.25
質量流量 (kg/s)	34.2	1.03

現在、ナトリウム冷却高速炉 (SFR) の安全性を強化するため、図 7-8 に示すように過酷事故時に炉心部で溶融した燃料を、速やかに炉心の外に排出するための流路 (内部ダクト) を有する燃料集合体 (FAIDUS) の採用が検討されています。SFR の燃料集合体では、ナトリウム流路を確保するため、ワイヤースペーサーがらせん状に巻かれている燃料ピンが、六角形状のラッパー管の中に格納されています (図 7-8 中央及び右側)。FAIDUS では、内部ダクトの設置により燃料ピンの配置が非対称となることから、燃料集合体内部の温度分布を把握する必要があります。これまでに、燃料集合体内部の熱流動評価を目的とした設計評価ツールとして、燃料ピンあるいはラッパー管で囲まれる狭いナトリウム流路 (サブチャンネル) を一つの計算単位とし、設計検討で行われる大型の燃料集合体を対象としたパラメトリック解析を効率的に実施可能なサブチャンネル解析コード (ASFRE) の整備を進めてきました。また、内部ダクトのない燃料集合体体系での水試験やナトリウム試験のデータと比較し、解析結果の妥当性を確認してきました。

本研究では、この ASFRE に内部ダクトを取り扱えるサブチャンネル形状を追加して機能拡張を図り、表 7-1 に示す代表的な二つの流量条件における FAIDUS 体系での熱流動解析を行いました。図 7-9 に解析結果の一例

(a) 対角線上の温度分布



(b) 周辺領域の温度分布

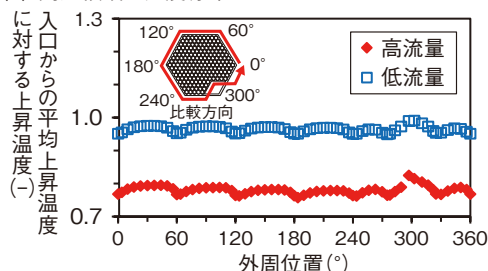


図7-9 FAIDUS 内の熱流動解析結果 (発熱領域上端)

らせん状に巻かれたワイヤースペーサーによって水平方向流れが生じ、内側の高温ナトリウムが内部ダクトの角部 (300°) に流入するため、高・低流量条件ともに角部付近で局所的な温度上昇が見られます。

として、ナトリウムの水平方向温度分布を示します。図 7-9 (a) の対角線上の温度分布において、低流量条件では高温となる中心領域の通過流量割合が浮力により増加する一方で周辺領域では減少するため、高流量条件に比べて中心と周辺の領域の温度差が縮小する傾向となります。また、内部ダクトが存在することによって、高・低流量条件ともに温度分布に非対称性が現れています。図 7-9 (b) の集合体壁に沿ったサブチャンネルの周方向分布において、内部ダクトの角部 (300° 付近) 以外の領域では、従来の内部ダクトのない燃料集合体と同様に、ワイヤースペーサーとラッパー管の位置関係によって 60° ほどの周期性が現れますが、顕著な温度変化は見られません。一方で内部ダクト近傍では、ラッパー管とワイヤースペーサーとの位置関係が異なるため、周期性が崩れ温度分布に差が現れました。このように、サブチャンネル解析コードである ASFRE を用いて、内部ダクトによる温度分布の局所的な変化を評価できる見通しが得られました。

なお現状では、FAIDUS 内の熱流動に関する実験データが存在しないため、今後、実験の代替として詳細な三次元 CFD 解析との比較により、集合体内の熱流動挙動に対する評価精度を把握し、FAIDUS を含めた燃料集合体の設計評価ツールとして充実させていきます。

(菊地 紀宏)

●参考文献

Kikuchi, N. et al., Subchannel Analysis of Thermal-Hydraulics in a Fuel Assembly with Inner Duct Structure of a Sodium-Cooled Fast Reactor, Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, vol.5, issue 2, 2019, p.021001-1-021001-12.

7-4 超高温条件に耐える燃料被覆管の開発を目指して — 酸化物分散強化型鋼被覆管の 1000 °C での強度評価 —

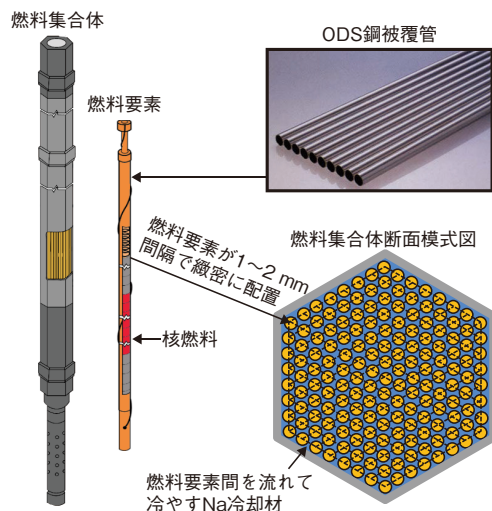


図7-10 高速炉の燃料集合体及び燃料要素

燃料被覆管は、放射性物質を燃料要素内に閉じ込めるとともに、燃料を冷却するための流路を維持する重要な安全機能を担い、変形や破断に対する優れた抵抗性が要求されます。

核燃料を高強度の金属の薄肉細管（燃料被覆管）に充てんし、両端を端栓で封じた要素を燃料要素と呼びます。燃料被覆管は、原子炉内で核分裂により高密度のエネルギーを生み出す核燃料と核分裂で生じる放射性物質（核分裂生成物）を燃料要素内に閉じ込めるとともに、発熱する燃料を冷やし続けるために必要な冷却材流路（燃料要素間のスペース）を維持する重要な安全機能を担います（図7-10）。

私たちは、高速炉の代表的な炉型であるナトリウム冷却型高速炉（Sodium-cooled Fast Reactor：SFR）で用いる燃料被覆管として、酸化物分散強化型（Oxide Dispersion Strengthened：ODS）鋼の開発を進め、通常運転時における燃料被覆管の最高使用温度（700 °C程度）近傍において、ODS 鋼被覆管が世界最高レベルの優れた強度を有し、SFR 燃料の長寿命化に有効であることを明らかにしてきました。一方、安全性の観点では、万が一高速炉で事故が生じた場合、過酷事故への進展や放射性物質の環境への放出を未然に防ぐためには、700 °Cを大きく超える超高温における変形や破壊に対する抵抗性が必要とされます。

そこで、ODS 鋼被覆管について、燃料被覆管の特性として最も重要な高温と応力負荷の重畳を維持した状態での破断に対する抵抗性（クリープ強度）を 1000 °C で試験・評価しました（図7-11）。ここで、図中には、1000 °Cを超える温度域まで使用するために国内鉄鋼メーカーで開発された耐熱オーステナイト鋼（AH-4）のデータ（シンボル：△）*を比較のため示しています。

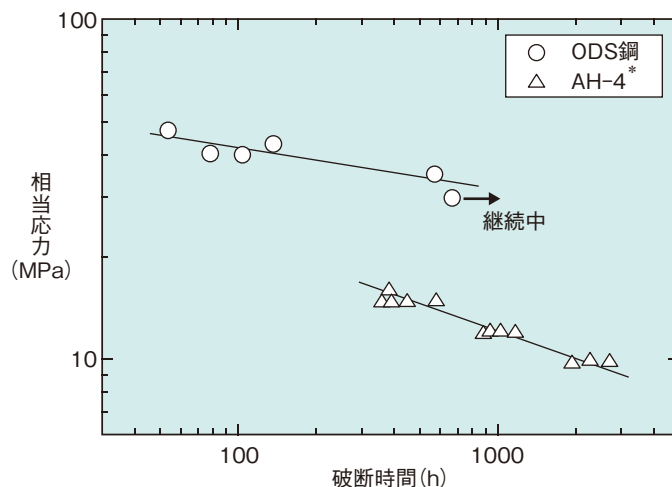


図7-11 1000 °Cにおける ODS 鋼被覆管のクリープ強度

私たちが高速炉用に開発を進めてきた ODS 鋼被覆管のクリープ破断強度は、1000 °C 超まで使用を想定して開発された耐熱オーステナイト鋼（AH-4）*と比較しても、格段に優れることを明らかにしました。

このように、1000 °Cでのクリープ強度が、従来の耐熱オーステナイト鋼に比べて格段に優れ、超高温条件での安全性が高い画期的な被覆管であることを明らかにしました。また、1000 °Cもの超高温で外部応力が加わると、通常の耐熱鋼であれば、過大な変形が生じますが、ODS 鋼被覆管の場合には、変形に対する抵抗性が格段に高く、外径変化が数 % 未満と極めて小さいことも明らかにしました。以上のデータは、私たちが SFR 用に開発を進めてきた ODS 鋼被覆管が、事故条件で優れた構造健全性を有することを示すものです。また、実際の事故時に生じ得る数百 °C から千 °C 近傍まで短時間で温度が変動する事象を模擬した試験を実施し、破断寿命予測のための設計解析手法の妥当性を明らかにしました。

今後は、高速炉の安全性向上に寄与する ODS 鋼被覆管の実現に向けて、1000 °Cを超える温度領域を含めて、設計・解析に必要な条件下でのデータ取得を行う予定です。また、ODS 鋼被覆管の実用化に向けた基準整備等の研究開発を継続します。

本研究は、文部科学省からの受託事業として北海道大学が実施した「事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発」の成果の一部です。原子力機構は再委託を受けて実施しました。（矢野 康英）

* 山本晋也ほか、耐熱用オーステナイトステンレス鋼、新日鉄住金技報, no.396, 2013, p.99-105.

●参考文献

Yano, Y. et al., Ultra-High Temperature Creep Rupture and Transient Burst Strength of ODS Steel Claddings, Journal of Nuclear Materials, vol.516, 2019, p.347-353.

7-5 燃焼するナトリウムミストで水素が着火する仕組みを探る —過酷事故で生じた漏えいナトリウムのミストとともに噴き出た水素の着火過程を可視化—

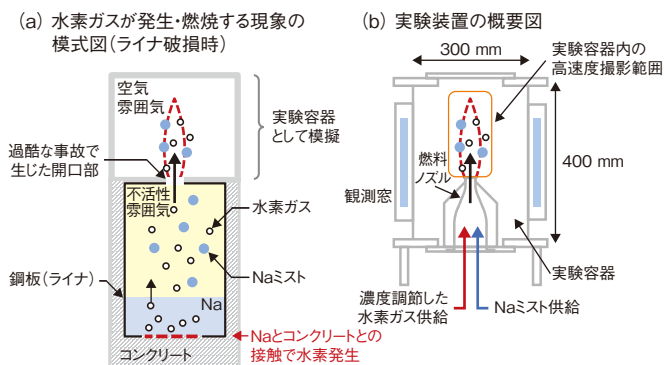


図7-12 ライナ破損時の水素発生の様子と実験装置

(a) 過酷事故の際に部屋内のライナが破損すると、漏えいNaとコンクリートとの反応によって水素が発生します。この水素は空気雰囲気の中に噴き出して初めて燃焼すると考えられています。(b) 実験装置の観測窓を介して水素燃焼の様子を詳細に観察しました。

ナトリウム (Na) 冷却高速炉で使用されるNaは、酸素と反応して燃焼するほかに、水分と反応して水素ガスを発生させる性質があります。このため、Na漏えい事象が生じた場合も、部屋内のコンクリート中の水分と反応しないように、部屋の内面に銅板 (ライナ) を設置して安全性を確保しています。しかし、過酷な事故を想定した場合、ライナが破損することでNa-コンクリート反応が生じ、水素とNaのミスト (霧状の微小な飛沫) が生成されるため、これらが空気雰囲気の中に噴き出る際に、Naの燃焼とともに水素もバーナー状の火炎形状で燃焼することが考えられます (図7-12 (a))。このNaミストを含んで噴き出た水素 (Na混在水素噴流) の燃焼は、Na冷却高速炉特有の燃焼現象であり、空気雰囲気の中で滞留・蓄積した水素による爆発的な燃焼とは異なる形態であるため、どのように着火するのかを明らかにする必要があります。

本研究では、高感度な高速度撮影手法にて水素ガスが着火する過程を可視化する燃焼実験を行いました。750℃に加熱された液体Naから発生したNa蒸気を不活性雰囲気中でミスト化 (Na濃度約15 g/m³) させ、濃度を調節した水素ガス (水素濃度10%、温度260℃) と混合した後に、空気雰囲気室を想定した実験容器 (酸素濃度21%) へ噴出させました (図7-12 (b))。比較のために水素を混合せずにNaミストのみを噴出した実験では、白黒画像の図7-13 (a) に示すように、目視できないほどの小さなNaミストの燃焼による円錐状の

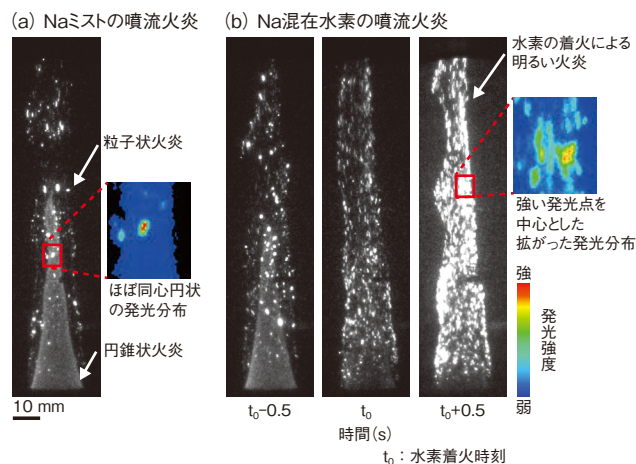


図7-13 Naミスト及びNa混在水素の噴流火炎

(a) 鉛直上向きに噴出したNaミストのみの噴流火炎と比較し、(b) Na混在水素噴流は、Naミストの噴流火炎が生じた後に、新たな明るい火炎へと徐々に変化していきます。この違いに基づいて水素着火のメカニズムを明らかにしました。

火炎と、その火炎の周囲に飛散した粒子状の火炎とで構成されたNaの噴流火炎を形成することが分かりました。一方、Na混在水素噴流による実験では、Naの噴流火炎を形成した後、1秒以内の短い時間で、円錐状の火炎を覆うように、新たに明るい火炎が徐々に形成されていく過程を観測しました (図7-13 (b))。水素を混合して初めて現れるこの明るい火炎は、水素が着火したことが原因であると考えられます。

明るさが変化する時刻を t_0 として、この変化をより詳しく考察するために、画像に記録された発光強度に応じて色付けを行い、発光強度の空間分布を解析しました。Naの噴流火炎を構成する粒子状火炎は、Naミストが燃焼することで生じる強い発光点を中心にして、ほぼ同心円状の発光分布であることを示しています (図7-13 (a))。一方、水素が着火した後の火炎は、強い発光点を中心にしてより広がった発光分布であることが分かります (図7-13 (b))。このような発光分布の違いから、Na混在水素噴流の着火は、着火したNaミスト (強い発光点) の周囲で、水素が局所的に着火する現象であることを確認できました。今後は、異なる酸素濃度に対する水素の着火条件を整理する予定です。

本研究は、文部科学省からの受託研究として福井大学が実施した「ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発」の成果の一部です。原子力機構は再委託を受けて実施しています。

(土井 大輔)

●参考文献

Doi, D. et al., Visualizing an Ignition Process of Hydrogen Jets Containing Sodium Mist by High-Speed Imaging, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.56, issue 6, 2019, p.521-532.

原子力施設の廃止措置及び廃棄物の処理処分に向けて

原子力機構は、保有する原子力施設の安全強化とバックエンド対策の着実な実施により研究開発機能の維持・発展を目指すため、原子力施設 89 施設を対象に、「施設の集約化・重点化」、「施設の安全確保」及び「バックエンド対策」を「三位一体」で整合性のある総合的な計画として具体化し、「施設中長期計画」（2017 年 4 月 1 日策定、2020 年 4 月 1 日改定）として取りまとめ、本計画に従って各施設の廃止措置を進めています。大型の廃止対象施設のうち、2018 年 3 月 28 日に高速増殖原型炉「もんじゅ」の廃止措置計画、同年 6 月 13 日に東海再処理施設の廃止措置計画が、原子力規制委員会の認可を受け、現在、ウラン濃縮原型プラントの廃止措置計画について審査対応を進めています。また、東海再処理施設の廃止措置については約 70 年を要することから、放射性廃棄物の処理・処分を含めた長期にわたる見通しと方針を示した「バックエンドロードマップ」（2018 年 12 月 26 日策定）として取りまとめました。施設中長期計画に従い、廃止措置を計画的に進めていくためには、原子力施設の廃止措置及び廃止措置等で発生する放射性廃棄

物の処理処分を安全かつ適切に実施することが重要であり、新たな技術や知見を導入し、廃止措置及び廃棄物の処理処分の安全性向上及びコスト削減を目指した技術の開発を推進していくことが必須となります。原子力機構では、安全で効率的な施設解体プロセス、発生する放射性廃棄物の最小化や安定化などの処理プロセス、放射能確認を含めた処分プロセスに関連する技術開発を総合的に行っています（図 8-1）。また、低レベル放射性廃棄物の埋設処分事業については原子力機構の業務に伴い発生したものに加え、大学、民間等の研究施設等からの発生分も処分事業の対象として取り組んでいるところです。

今年度の当該分野の技術開発成果としては、原子力施設解体費用見積りコードの利用マニュアルの整備（トピックス 8-1）、廃棄物中の放射能濃度評価方法の検討（トピックス 8-2）、機械学習を用いた低線量放射線による生体影響評価（トピックス 8-3）、様々な化学物質を含む放射性廃液の安全な処理技術の開発（トピックス 8-4）があります。

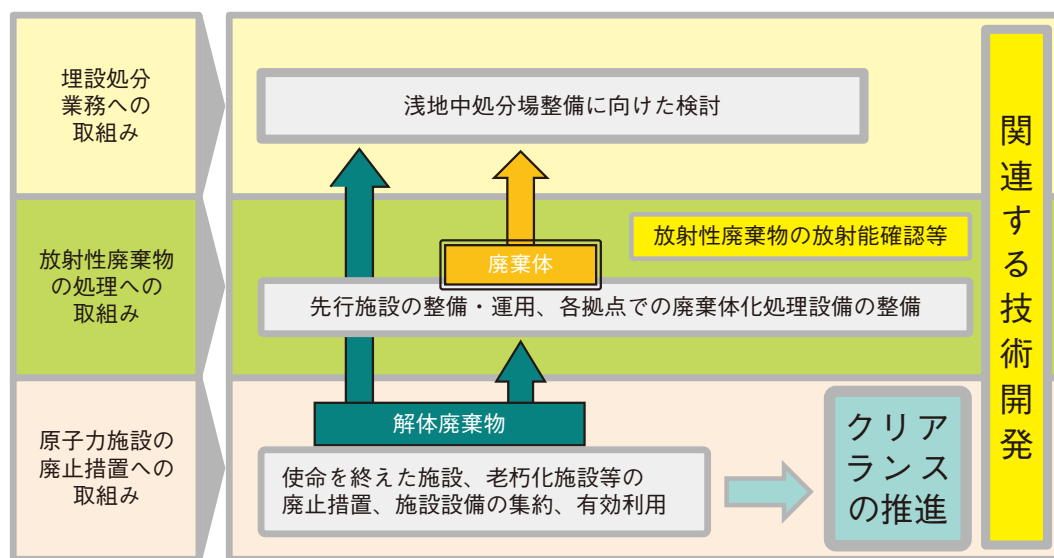


図 8-1 低レベル放射性廃棄物対策の概要

低レベル放射性廃棄物対策として、原子力施設の廃止措置や放射性廃棄物の処理、放射能確認等の放射性廃棄物の発生から処分に至るプロセスに関連する技術開発を進めています。

地層処分の技術と信頼を支える基盤的な研究開発を推進

地層処分は、原子力発電に伴って発生する高レベル放射性廃棄物などを、何万年にもわたって人間の生活環境から隔離するための対策として、国際的にも共通した最も実現性の高いオプションです。今後の原子力政策の動向にかかわらず高レベル放射性廃棄物などは既に発生しており、その対策への負担は将来世代に先送りするわけにはいきません。現在の我が国の方針では、使用済燃料の再処理により発生する高レベル放射性廃液を、ガラス原

料と混ぜ、高温で溶かし合わせてガラス固化体にします。これを、30～50 年程度冷却のために貯蔵した後、金属製のオーバーパックに封入した上で、地下 300 m 以深の安定な岩盤の中に、粘土を主成分とする緩衝材で包み込んで埋設します（図 8-2）。原子力機構では、実施主体である原子力発電環境整備機構による処分事業と国による安全規制の両面を支える技術基盤を整備し、地層処分技術の信頼性を支える研究開発に取り組んでいます（図 8-3）。

北海道幌延町の幌延深地層研究センターでは、深地層の研究施設において、堆積岩を対象とした研究開発を実施してきており、実際の地質環境における人工バリアの適用性確認などの三つの研究課題に取り組んでいます（トピックス 8-5、8-6）。また、岐阜県土岐市の東濃地科学センター土岐地球年代学研究所においては、地質環境の長期安定性に関する研究を実施しています（トピックス 8-7）。なお、同センターの瑞浪超深地層研究所では深地層の研究施設において、花崗岩を対象とした調査研究を実施してきましたが（トピックス 8-8）、所期の目的を達成したことから令和元年度をもって研究開発を終了し、坑道の埋め戻しに着手しました。

茨城県東海村の核燃料サイクル工学研究所の研究施設では、人工バリアのシステム挙動や放射性核種の移動特性に関する実験データなどを基に、深地層の研究施設計画で得られる情報などを活用して、地層処分システムの設計や安全評価に必要な技術の開発を進めています（トピックス 8-9、8-10）。

これらのような研究開発で得られた成果は、知識マネジメントシステムを用いた知識ベースとして体系的に管理・継承していくため、ウェブを活用したレポーティングシステム（CoolRep）として公開しています。

（CoolRep: <https://kms1.jaea.go.jp/CoolRep/index.html>）

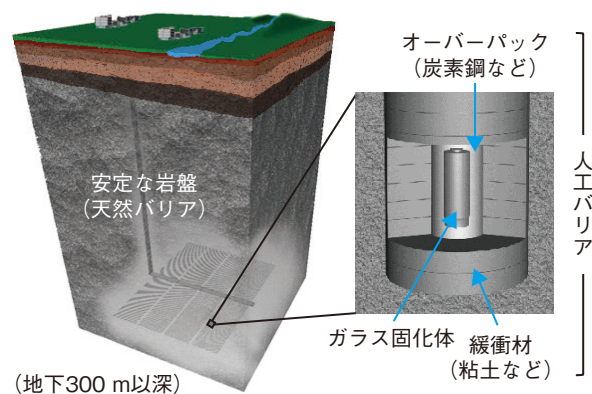


図8-2 地層処分システムの基本概念



図8-3 地層処分技術に関する研究開発の実施体制と成果の反映先

再処理施設の廃止措置及び再処理技術の高度化を目指して

東海再処理施設は、現在、施設のリスク低減にかかわる取組みとして、地震・津波等に対する安全対策、高レベル放射性廃液のガラス固化処理を最優先に進めるとともに、ガラス固化技術の高度化を図るための技術開発を実施しています。高レベル放射性廃液のガラス固化にあたっては、廃液成分を把握するための分析技術もガラス固化を支える技術として重要となります。高レベル放射性廃液のような高線量の放射性試料は、遮へい付きグローブボックスやセル内で取り扱うため、その分析装置には、狭小空間に設置が可能な小型サイズであること、遠隔で

の操作性、メンテナンス性などの条件が求められます。このような条件を満たす分析装置として、マイクロメートルオーダーの微細流路の気泡内部に発生するプラズマによる発光を利用した分光分析法による放射性試料の元素分析技術の開発を進めています（トピックス 8-11）。本技術は、現在、開発が進められている低放射性廃液のセメント固化処理プロセスへの適用、今後の本格的な廃止措置フェーズにおいては、系統除染や設備・機器の解体で生じる廃液の分析など、遠隔で行う放射性試料の新たな分析技術として期待されます。

8-1 原子力施設解体費用見積りコードの一般利用に向けて —費用見積りコードの利用マニュアル整備—

表 8-1 DECOST による費用見積りのための入力情報データシートと入力例

費用見積りに必要な入力情報は、人員単価、建屋解体などに係わる建屋情報、作業量を個別に評価する特殊機器情報及び全体的な作業量を計算するための廃棄物関連情報です。マニュアルでは、これらを取得する方法を解説し、情報を記録するための入力情報データシートを新たに作成しました。下表は、動力試験炉（JPDR）の情報の取得例です。JPDR は、原子力発電を我が国で初めて実施した施設であり、また原子炉施設の解体撤去が可能であることを実証した施設です。

入力情報		データ	入力情報		データ	入力情報		データ
評価施設分類		原子炉施設	特殊機器情報			廃棄物関連情報		
消費税率		3 %	加速器遮へい設備（金属ブロック）重量		0 t	CL コンクリート解体廃棄物量		524 t
人員 単価	作業者単価	XXXX 円／人・日	加速器遮へいブロック（コンクリート）重量（ワイヤーソー）		0 t	NR コンクリート解体廃棄物量		19295 t
	放射線管理者単価	XXXX 円／人・日	加速器遮へいブロック（コンクリート）重量（一括撤去）		0 t	L0 雑固体解体廃棄物量		0 t
	作業管理者単価	XXXX 円／人・日	セル内遠隔解体装置		0 円 0 基	L1 雑固体解体廃棄物量		0 t
建屋 情報	除染系統数	0 本	L0 金属解体廃棄物量		0 t	L2 雑固体解体廃棄物量		2.4 t
	セル床面積	0 m ²	L1 金属解体廃棄物量		44 t	L3 雑固体解体廃棄物量		7.9 t
	管理区域延床面積	23800 m ²	L2 金属解体廃棄物量		118 t	CL 雑固体解体廃棄物量		0 t
	鉄骨スレート構造建屋延床面積	0 m ²	L3 金属解体廃棄物量		78 t	NR 雑固体解体廃棄物量		0 t
	安全貯蔵期間	0 年	CL 金属解体廃棄物量		865 t	キャスク		XXXX 円 19 個
特殊 機器 情報	ライニング重量	23 t	NR 金属解体廃棄物量		1324 t	鋼製 1 m ³ 容器		XXXX 円 0 個
	遠心分離機重量	0 t	L0 コンクリート解体廃棄物量		0 t	ドラム缶（エポキシ塗装）		XXXX 円 1125 個
	大型グローブボックス重量	0 t	L1 コンクリート解体廃棄物量		60 t	ドラム缶（溶融亜鉛メッキ）		XXXX 円 0 個
	小型グローブボックス重量	0 t	L2 コンクリート解体廃棄物量		83 t	ドラム缶（コンクリート内張）		XXXX 円 0 個
			L3 コンクリート解体廃棄物量		1477 t	フレキシブルコンテナ		XXXX 円 1147 個

役割を終えた原子力施設では、廃止措置（設備の解体撤去、核燃料物質による汚染の除去など）を行います。その廃止措置の計画を立案する段階で、措置に係る費用を見積もる必要があります。そこで、私たちはこれまで、保有する多種多様な原子力施設に適用できるような評価コード（原子力施設廃止措置費用簡易評価コード、The Simplified Decommissioning Cost Estimation Code for Nuclear Facilities：DECOST）を 2007 年に開発し、機構内で運用をしてきました。これは施設の特徴や類似性、解体工法等を基に廃止措置費用を簡易に見積もることができる手法です。我が国では 2017 年の法律改正によって、全ての原子力事業者が自ら保有する全ての原子力施設に対し、施設の運転開始前から、廃止措置を実施するための方針（以下、廃止措置実施方針）の作成、公表を義務づけられました。この廃止措置実施方針にも、廃止措置に必要な費用の見積り結果を記載しなければなりません。そのため、私たち以外の原子力事業者が彼らの保有する様々な種類の原子力施設の解体費用を DECOST の考え方を参考に見積もることができるように、DECOST で使用する全評価式と評価に必要な情報及びそれらの使用方法をまとめたマニュアルを作成し、公表しました（DECOST のコード自体は一般公開に向けた検討を進めている段階です）。

DECOST では、施設の解体費用を見積もるためにまず評価対象施設の施設分類を選定し、解体費用の具体的な評価項目とそれらの項目に対応した評価式を選定します。次に費用計算に用いるデータ（以下、入力情報）を評価式に入力し、施設解体の費用を項目ごとに算出していきます。マニュアルでは、DECOST の概要、費用の見積り方法（見積りに用いる式の選定方法など）、見積りに必要な入力情報の入手・設定方法を解説しました。原子力施設は、例えば試験研究用原子炉やウラン

取扱施設、MOX 取扱施設、再処理施設など様々な目的の施設があります。そのため、DECOST による見積りにおいては、原子力施設を 10 種類に分類し、基本的な考え方は同じですが、各施設の特徴に合わせた見積りの式のセットを備えています。

このため、解体費用を見積もる対象施設が DECOST における 10 種類の施設分類のどれに該当するかを利用者が容易に判断できるように、マニュアルではそれぞれの施設の特徴を解説するとともに、判断の参考となるように私たちが保有する施設を 10 種類の施設分類と対応付けました。また、施設分類を選択すると、その施設の解体費用を見積もるために必要な評価式の一式が選択できる表を作成しました。

利用者は、DECOST の評価式を用いて解体費用を見積もる際に、最大 42 個の入力情報を準備しなければなりません。入力情報には、例えば管理区域延床面積、解体物の処分区分（放射性、非放射性など）及び種類（コンクリート、金属など）ごとの発生量などがあります。これらの取得した入力情報を記録するためのデータシートを新たに作成するとともに、入力情報取得の参考となるように、入力例として既に解体を終了している JPDR に関する入力情報を示しました（表 8-1）。

本マニュアルは 2018 年に公開し、私たち以外の原子力事業者の方々も廃止措置実施方針の作成に利用していただけるようにしました。少なくとも 4 者の原子力事業者がマニュアルを活用したことを明らかにしています。2019 年 1 月に廃止措置実施方針を公表した際には、私たち自身も、保有するほぼ全ての原子力施設の廃止措置費用の見積りに DECOST を利用しました。また、施設解体に関する近年の実績データを取り入れ、今後も DECOST のさらなる改良を進めていきます。

（高橋 信雄）

●参考文献

高橋信雄ほか、原子力施設廃止措置費用簡易評価コード（DECOST）利用マニュアル、JAEA-Testing 2018-002, 2018, 45p.

8-2 合理的な処分に向けた放射性廃棄物確認方法の構築 —照射後試験施設の廃棄物に対する評価方法の検討—

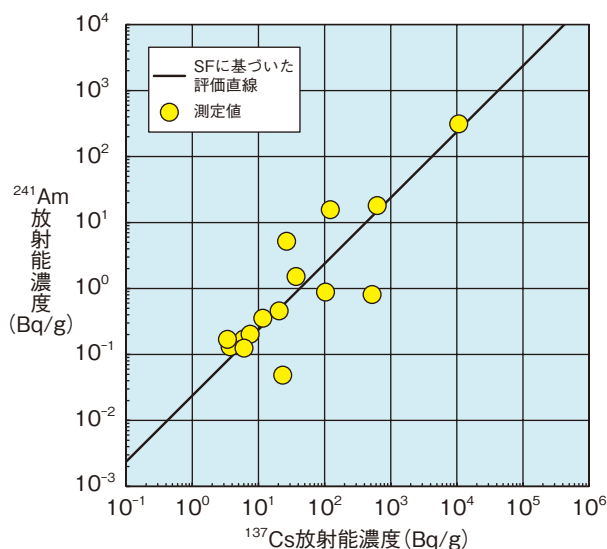


図8-4 ^{137}Cs と ^{241}Am の放射能濃度の関係

ホットラボの廃棄物試料において、 ^{137}Cs と ^{241}Am の間には非常に良い相関関係が確認されました。このため、 ^{137}Cs の放射能濃度の測定値から ^{241}Am の放射能濃度を評価する方法（スケーリングファクタ（SF）法）が適用できます。

原子力機構の研究施設等から発生する放射性廃棄物は、将来的に埋設処分を行う計画です。その際、どのような放射性核種がどれくらいの濃度で存在しているかを調べ、処分場に受け入れ可能な放射能濃度より低いことを確認する必要があります。しかしながら、 α 線あるいは β 線を放出する、いわゆる難測定核種を廃棄物容器の外側から測定することは、放射線の特性上、非常に困難です。そこで、廃棄物に含まれる放射性核種の生成機構や移行挙動が同じであれば、廃棄物中の放射能濃度に相関があることを利用し、 γ 線放出核種（基準核種：コバルト 60 (^{60}Co)、セシウム 137 (^{137}Cs) 等) の測定結果とあらかじめ求めた核種間の比率（スケーリングファクタ：SF）を組み合わせることで、難測定核種の放射能濃度評価を迅速に行うことを目指しています。

これまでに、原子炉施設である JPDR、JRR-2、JRR-3 の金属廃棄物をモデルとした放射能濃度評価法の検討を実施してきました。今回は新たに、照射後試験施設であるホットラボから発生した廃棄物を対象に、埋設処分の被ばく線量評価において重要な 25 核種に対して放射能濃度評価法の適用性について検討しました。

廃棄物に含まれている放射性核種には、原子炉運転中に発生した中性子によって構造材や構造材の腐食物が放射化して生成するもの（Corrosion Products：CP）と、原子炉の核分裂生成物（Fission Products：FP）及びウランから生じるアクチノイド元素があります。

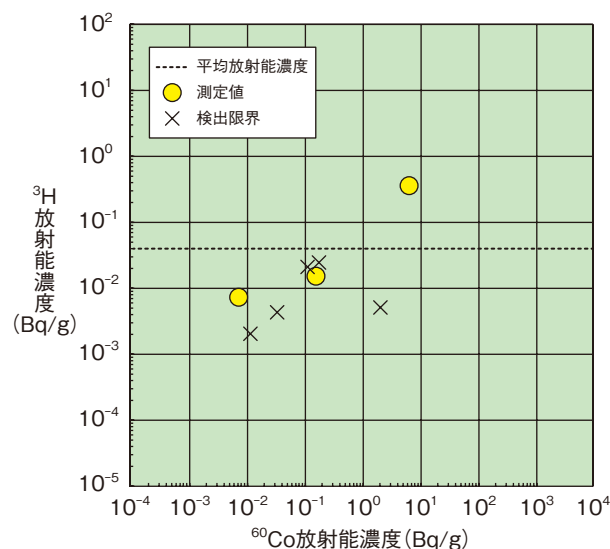


図8-5 ^{60}Co と ^3H の放射能濃度の関係

^{60}Co と ^3H の相関関係は非常に小さく、SF 法が適用できないため、得られた測定値と検出限界の平均値を利用する平均放射能濃度法を適用しました。

ホットラボは原子炉内で中性子などを照射した試料に対する試験が実施されていたため、ホットラボからの廃棄物にはこれらの放射性核種が含まれています。

検討結果の一例を図8-4に示します。互いに不揮発性、不溶解性の特徴を持つ ^{137}Cs (FP) とアメリシウム 241 (^{241}Am) (アクチノイド元素) を比較すると非常に良い相関関係が得られ、この二つの間には SF を用いた評価法が適用できる見通しが得られました。

一方、トリチウム (^3H ：三重水素)、炭素 14 (^{14}C) など揮発性の核種で廃棄物への移行挙動が ^{60}Co と ^{137}Cs と異なる核種は、図8-5に示すとおり基準核種との相関が非常に小さく、放射能濃度が一定の範囲に分布しています。このように基準核種との相関がない場合や元々の生成量が少なく有意な放射能が検出できない場合には、測定値と検出限界の平均値を利用した平均放射能濃度法を適用することとし、廃棄物処分場の基準値に対して 1000 倍以上の裕度を持っていることを確認しました。

このような検討を様々な放射性核種に対して実施した結果、SF 法、平均放射能濃度法を組み合わせることにより、ホットラボ廃棄物に含まれる 25 核種に対して迅速に放射能濃度評価が行える見通しを得ることができました。今後も、本検討の考え方を基に、様々な研究施設について、放射能濃度評価法の検討を行っていく予定です。

(水飼 秋菜)

●参考文献

水飼秋菜ほか、照射後試験施設から発生した廃棄物に対する放射能濃度評価方法の検討, JAEA-Technology 2019-015, 2019, 52p.

8-3 複雑な低線量放射線の生体影響にせまる ー機械学習を用いた多次元データの特徴抽出ー

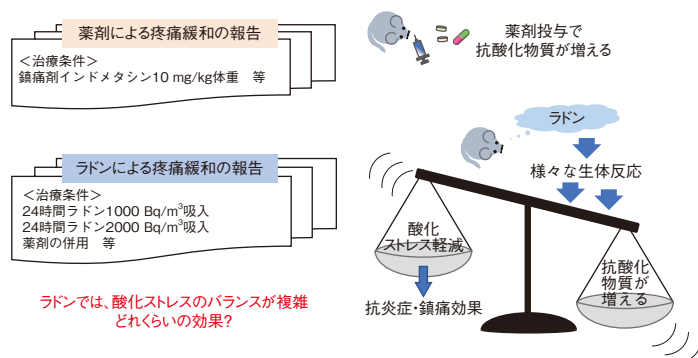


図8-6 解析に使用した入力データ

低線量放射線、または薬剤治療により、マウスの動物実験で疾患緩和効果が示されている論文から収集した解析データの概念図、及びラドンによる抗酸化能向上による酸化ストレス関連疾患抑制のイメージです。収集した解析データでは、ラドンの酸化ストレスの状態は、薬剤のそれと比べて複雑でした。

人形峠環境技術センターから車で30分ほどの場所に位置する鳥取県三朝温泉は、放射性希ガスであるラドンを含んだ放射能泉として知られ、ラドン温泉を用いた温泉療養が経験的に行われてきました。私たちは、そのメカニズム解明と新規適応症の探索等を目的として、岡山大学と共同研究を行い、ラドンによる抗酸化能向上が酸化ストレス関連疾患を抑制していることを明らかにしました。しかし、酸化ストレス因子は放射線に限らず多く存在し、それに対する生体反応は複雑で、ラドンがどの程度酸化ストレス関連疾患を抑制しているかを評価することは困難でした。解析データは、低線量放射線または薬剤により、マウスの動物実験で疾患緩和効果が示された論文から収集しましたが、特にラドン曝露では、様々な生体反応が絡み合っただけで酸化ストレスの状態を変化させているため、直接、抗酸化物質を投与した場合と比べて、酸化ストレスの状態がより複雑でした(図8-6)。そこで、各治療条件に対する抗酸化能の種々の情報をグルーピングして視覚的に把握できれば、この複雑な情報を整理して評価できると考え、これまで用いられてこなかった機械学習も視野に入れて検討しました。その結果、入力情報を学習しながら同じような特徴を有する条件を近くに配置させていく機能を持つ視覚効果に優れた自己組織化マップ(Self-Organizing Maps:SOM)を用いて解析することにしました。

SOMは、競合学習型機械学習の教師なし人工ニューラルネットワークです。簡単に説明すると、出力マップ上に配置された入力データと同じ形式(多次元)のニューロンに対し、入力データを学習させ(学習率で値を掛け合わせる)、同じような特徴を持ったニューロン同士を自己組織

※ 疼痛モデル、◎ 健康、■ ラドン曝露、● 薬剤投与、▲ ラドンと薬剤の併用
近傍ニューロンとの差(白:似ている⇔黒:似ていない、黒い影はデータの項目)



図8-7 自己組織化マップ(SOM)解析結果

マップ上にある約5000個のニューロンは各治療条件に対応し、入力データと同じ形式のベクトルを持ちます。マップ上のニューロンは、入力データを学習することで、似たニューロンが近くに配置された結果、自己組織化されていきます。入力データに対応するニューロンをラベリングすると、影響が複雑なラドンのデータは、マップ全体に散らばっていましたが、おおまかにラドン濃度依存性等が表現できていました。

的に近くに配置していきます。ニューロンがどのようなトポロジーで配置されるかだけが重要で、マップに軸は存在せず、各ニューロンの局所的な差をグレースケール等で表して評価します。SOMは、このようにデータの低次元化による可視化で情報を総合的に評価できる手法です。

多数のニューロンの中から知りたいデータに最も似ているニューロンを探し、ラベリングしたのが図8-7です。本研究成果の一部を例として挙げました。疼痛モデルマウスから健康マウスのデータの集まりまでの空間には色の変化が少なく、特徴変化がなだらかであることが分かります。疼痛モデルマウスとラドン1000 Bq/m³の24時間吸入のプロットが近くに配置されているように見えますが、その間にデータの隔たりを示す薄い黒い影があるので、見た目の距離よりも特徴が違う(緩和効果がある)と評価できます。影響が複雑なラドンのデータはマップ全体に散らばっていましたが、濃度が高くなれば健康マウスのデータ側へ配置され、濃度依存性があることが直感的に理解でき、ラドンの効果が薬剤と比べてどの程度か、ラドンと薬剤との複合効果がどの程度か等をだまかに理解することができました。つまり、ラドンが鎮痛剤の代替として使える、あるいは、薬剤との併用効果を期待できる程度に酸化ストレス関連疾患を抑制している可能性などを評価することができました。

本研究では、複雑な低線量放射線の生体影響を評価する一手法としてSOMを用いた評価を行いました。今後は、ラドン以外の様々な因子による生体影響にも応用できるようSOMのアルゴリズム改良を進めたいと考えています。

(神崎 訓枝)

●参考文献

Kanzaki, N. et al., Knowledge Discovery of Suppressive Effect of Disease and Increased Anti-Oxidative Function by Low-Dose Radiation Using Self-Organizing Map, RADIOISOTOPES, vol.67, issue 2, 2018, p.43-57.

8-4 安全な放射性廃液の処理技術の確立

—様々な化学種を含む廃液の処理を目指す STRAD プロジェクト—

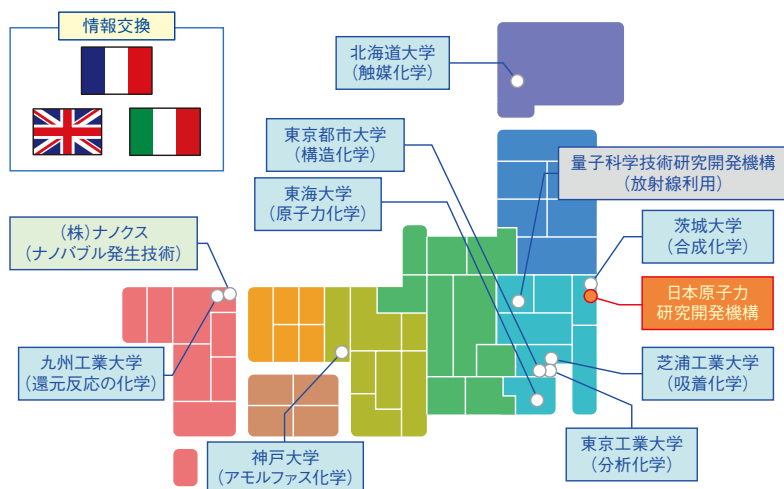


図8-8 STRAD プロジェクトの体制 (2020年現在)

STRAD プロジェクトで共同研究をしている機関を示しています。産官学に渡り、様々な分野の専門家の協力を得ながらプロジェクトを進めています。また、海外機関との情報交換も積極的に行っています。



図8-9 処理試験の様子

(a) はアンモニウムイオン分解試験の様子です。模擬廃液に触媒を添加して酸化処理をしています。(b) はホットセルでの固化処理の実証の様子です。マニプレーターによる遠隔操作で液を混合する等の処理を行っています。

研究施設や医療機関をはじめとした放射性物質を取り扱う施設の廃止措置が今後増えていきます。当該施設において、処理方法の定まっていない廃液が発生、蓄積されていると予想されます。このような放射性廃液はホットセルやグローブボックスといった特殊な環境で使用・保管されるため、遠隔操作の作業性や施設の使用上の制限などを加味した方法によって処理を実施しなければなりません。

私たちは、このような溶液の処理に関する知見や経験を蓄積し、廃液の処理に資するため、高レベル放射性物質研究施設 (Chemical Processing Facility: CPF) にて保管されている放射性廃液をモデルケースとして、処理技術の開発を行っています。これらの技術開発を、大学等を含めた複数機関との共同研究として、Systematic Treatments of Radioactive liquid wastes for Decommissioning (STRAD) プロジェクトと名付けて実施し、海外との情報交換も積極的に行っています (図8-8)。

本プロジェクトで開発の対象とするのは、研究開発から発生した核燃料物質を含む放射性廃液のうち、安全性の観点から処理が難しいと考えられる液体です。その種類は多岐にわたり、各廃液に含有される化学物質に応じた適切な処理プロセスが必要となります。

主要な処理対象の一つは分析により発生した水相廃液です。分析廃液は数多くの反応性に富む試薬が分析

のために添加されているのが特徴で、中でもアンモニウム塩が多く添加されている廃液の処理が課題となっています。硝酸アンモニウムなどの反応性の高い化合物が生成・蓄積すると火災・爆発の原因となり得るため、廃液中のアンモニウムイオンを分解する技術を開発しました (図8-9 (a))。これにより塩化コバルト溶液を触媒としてオゾンガスにより酸化することで、常圧で60℃という温和な条件でアンモニウムイオンを分解することに成功しました。当該技術は、一般産業界で用いられている高温・高圧下での分解手法に比べて安全な技術であり、他の窒素化合物の分解にも幅広く応用が期待されます。その他にも、使用済溶媒に残留したウランやプルトニウムを回収するための吸着材の開発など、幅広い技術を開発し、CPFで保管されてきた廃液を用いて処理性能の実証を行っています。またリン酸や乳酸はホットセル内で処理を行い、安全に固化や分解をすることができました (図8-9 (b))。CPFの廃液の処理は2022年度末に完了する予定ですが、今後海外を含めた他の実験施設等における放射性廃液処理に関する需要も調査し、さらにプロジェクトを展開していく予定です。

本プロジェクトは大学等との複数の共同研究 (「放射性保管溶液の安定化処理に向けたアンモニウムイオンの分離・分解に関する研究」等) によって推進しています。

(渡部 創、栗飯原 はるか)

●参考文献

Watanabe, S., Aihara, H. et al., STRAD Project for Systematic Treatments of Radioactive Liquid Wastes Generated in Nuclear Facilities, Progress in Nuclear Energy, vol.117, 2019, p.103090-1-103090-8.

8-5 地上から地下深部の亀裂のつながりを評価 ー単孔ボーリング調査手法の構築ー

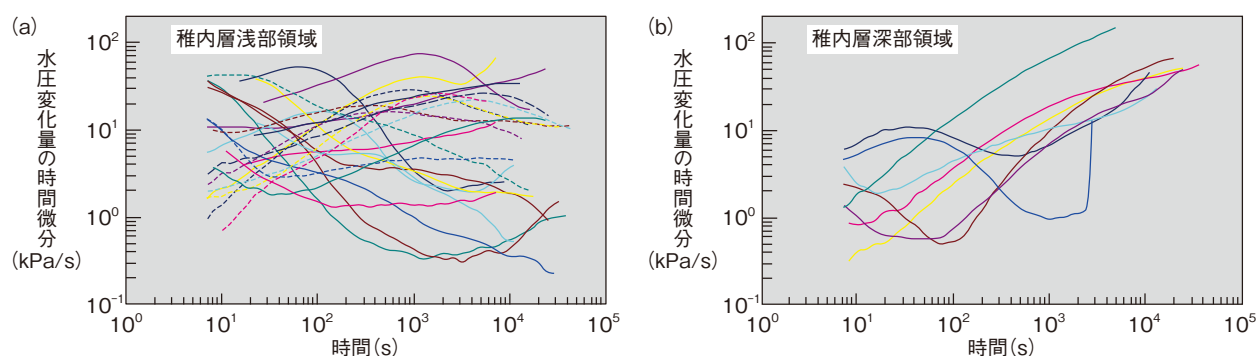


図8-10 稚内層の亀裂を対象とした透水試験時の水圧変化（10本のボーリング孔における計32ヶ所の試験結果）

透水試験の中～後半の時間帯で水圧の変化速度が一定若しくは小さくなる場合は亀裂の連結性が高く、大きくなる場合は連結性が低いことが示唆されます。(a) 稚内層の浅部では前者の水圧挙動が、(b) 深部では後者の水圧挙動が特徴的に認められます。

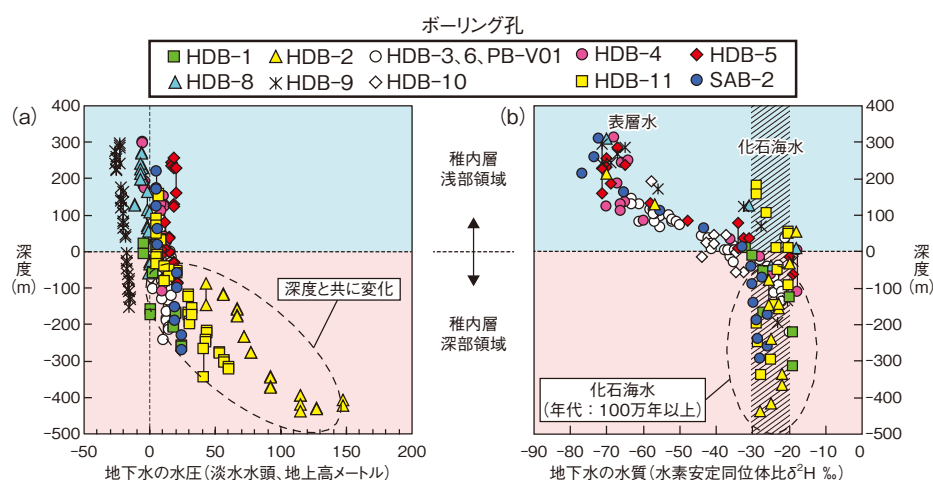


図8-11 地下水の水圧と水質のボーリング孔における深度分布

稚内層の深部は、(a) 淡水水頭が深度とともに変化することから、水を通しにくいことが示唆されます。さらに同深部は、(b) 浅部との境界付近で表層水の混入が認められますが、大部分において化石海水が残っていることが確認できます（浅部と深部の境界は深度0mと表記）。

地層処分においては、地下深部において、水を通しにくい地層領域を地上から効率的に検出することが重要になります。地層中には水を通す亀裂が局所的に存在しますが、それらの亀裂の連結性が低ければ、その地層は巨視的には水を通しにくいことになります。

これまで、地層中の亀裂の連結性を単孔のボーリング調査で把握することは困難とされてきましたが、私たちは地上からの調査の効率性を向上させるために、単孔のボーリング調査でも亀裂の連結性を効率的に評価できる方法論を新たに考案しました。同方法論ではまず、地層を力学的な計算に基づいて、亀裂が連結しやすい深度領域とそうでない深度領域に区分します（亀裂にかかる平均的な地圧を岩石の引張強度で除した値が2未満だと亀裂が連結しやすく、2以上だと連結しにくい）。次いで、これらの区分した各領域において亀裂を対象とした透水試験から得られる水圧挙動を解析することにより、各領域の亀裂の連結性を評価します。そして、その結果の妥当性を

地下水の水圧分布や水質・年代の情報を用いて検証します。

上記の方法論を北海道北部の稚内層（数百万年前に海底に堆積した泥の地層）に適用した結果、同層は力学的な計算に基づき、亀裂が連結しやすい浅部領域と連結しにくい深部領域に区分することができ、浅部では亀裂の連結性が高く、深部では連結性が低いことを示唆する水圧挙動が透水試験で確認できます（図8-10）。したがって、深部は亀裂の連結性が低いことが推定されますが、この結果を水圧分布や水質・年代から検証すると、地層が水を通しにくいことを示唆する化石海水が確認できることから（図8-11）、上記の推定は妥当であると判断できます。本方法論は他の地層でもその適用性が確認できており、地下深部において、水を通しにくい地層領域を単孔のボーリング調査で効率的に検出する際に役立つことが期待できます。

（石井 英一）

●参考文献

Ishii, E., Assessment of Hydraulic Connectivity of Fractures in Mudstones by Single-Borehole Investigations, Water Resources Research, vol.54, issue 5, 2018, p.3335-3356.

8-6 処分場閉鎖後の坑道周辺の岩盤状態変化を探る ー坑道埋め戻しに伴う岩盤の透水性の経時変化ー

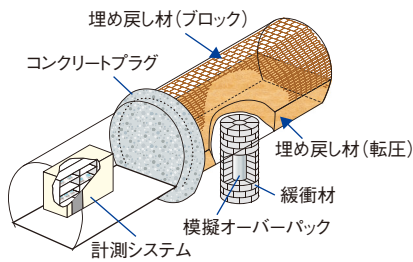


図8-12 人工バリア性能確認試験の概念図

試験坑道4に緩衝材と模擬オーバーバックを定置し、坑道の一部を埋め戻し、注水することで、実際の処分環境を模擬しています。

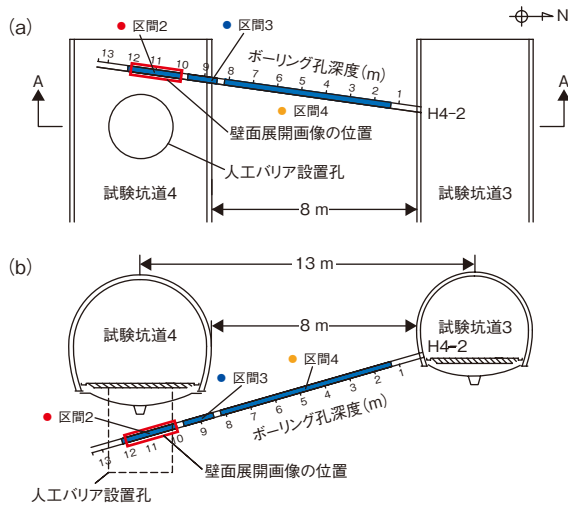


図8-14 透水試験レイアウト (a) 平面図 (b) 断面図

高レベル放射性廃棄物の地層処分では、処分坑道等の掘削によって坑道周辺に割れ目が発達し、岩盤中の水の通りやすさ(透水性)が増大する領域(掘削影響領域; Excavation Damaged Zone: EDZ)が発生します。この領域では、廃棄物を定置して処分場を閉鎖した後に、放射性核種が移行しやすくなる可能性があります。そのため、長期的なEDZの透水性の変化を予測するモデルを構築し、安全評価の精度向上につなげていく必要があります。そこで本研究では、透水性を予測するモデル構築の基礎となる知見として、幌延深地層研究センターの深度350 mの調査坑道で実施している人工バリア性能確認試験(図8-12)において、緩衝材やオーバーバック(人工バリア)の定置、坑道の一部埋め戻し、緩衝材や埋め戻し部への注水による再冠水の過程におけるEDZの透水性の時間変化を把握することを目的として、年1～2回の頻度で4年間透水試験を実施することにより確認しました。

透水試験の実施に先立ち、人工バリア設置孔に向かって斜め下向きにボーリング孔(H4-2孔)を掘削しました。ボーリング孔内にカメラを挿入して観察した結果、図8-13に示す画像のように、人工バリア設置孔周辺で多くの割れ目が発達していることが分かりました。そこで、図8-13及び図8-14に示すように、割れ目の発達

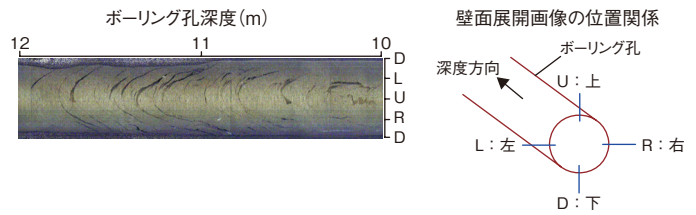


図8-13 孔壁画像の展開図

区間2(10 m～12 m)の人工バリア設置孔周辺で割れ目が発達していることが分かります。

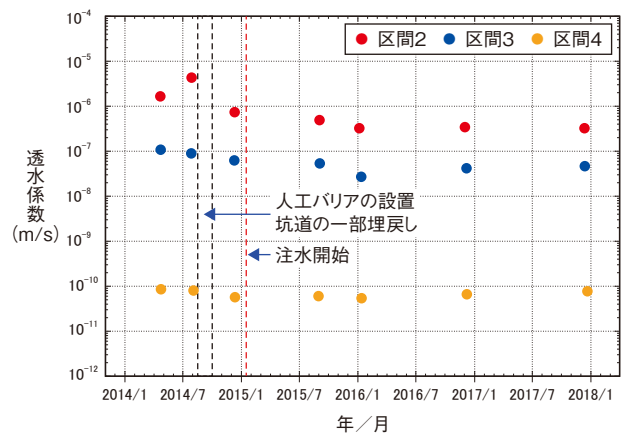


図8-15 透水試験結果

区間2及び3で、試験開始から約1年半で若干の透水係数の低下は見られますが、4年間を通じて大きく変化していないことが分かりました。

した領域(EDZ)を対象として二つの試験区間(区間2と3)を設定して透水試験を実施しました。また、比較のために、区間4として割れ目の発達していない領域においても試験を行いました。

人工バリア性能確認試験では、2014年10月～12月に緩衝材の定置と試験坑道4の一部埋め戻しを行い、その後2015年1月から緩衝材と埋め戻し部への地下水の注水を開始しています。透水試験の結果、図8-15に示す通り、人工バリア設置孔周辺の割れ目が発達した区間2及び3では、人工バリア設置孔掘削直後は割れ目がない区間4と比較して3～5桁透水係数が高くなっています。また、時間経過とともに1桁程度透水係数が低下しましたが、注水開始から1年程度経過した2016年1月以降は顕著な変化はありませんでした。

緩衝材への注水の過程では、孔内に設置した緩衝材が水を含んで膨潤し、人工バリア設置孔周辺の岩盤が圧縮された状態となります。しかしながら、透水係数は顕著に変化しなかったことから、岩盤が圧縮されても孔周辺のEDZの割れ目はそれほど閉じなかったと推定されます。このような結果は、長期的な透水性を予測するモデルを構築する際の経時変化に関する重要な知見となります。

(宮良 信勝)

●参考文献

Aoyagi, K., Miyara, N. et al., Evolution of the Excavation Damaged Zone Around a Modelled Disposal Pit: Case Study at the Horonobe Underground Research Laboratory, Japan, Proceedings of 13th SEGJ International Symposium, Tokyo, Japan, 2018, 5p., in USB Flash Drive.

8-7 岩石の化学組成から最近の断層運動の痕跡を識別 —断層運動に起因する元素の移動のしくみを説明—

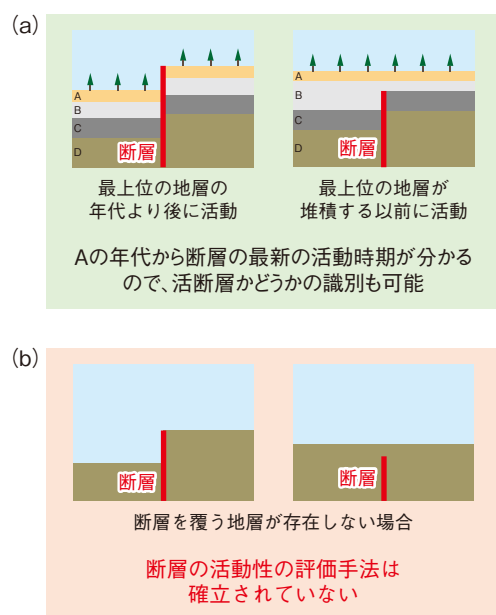


図8-16 (a) 上載地層がある場合と(b) ない場合での断層の活動性の識別

断層を覆う上載地層がない場合、活断層かどうかを識別することは容易ではありません。

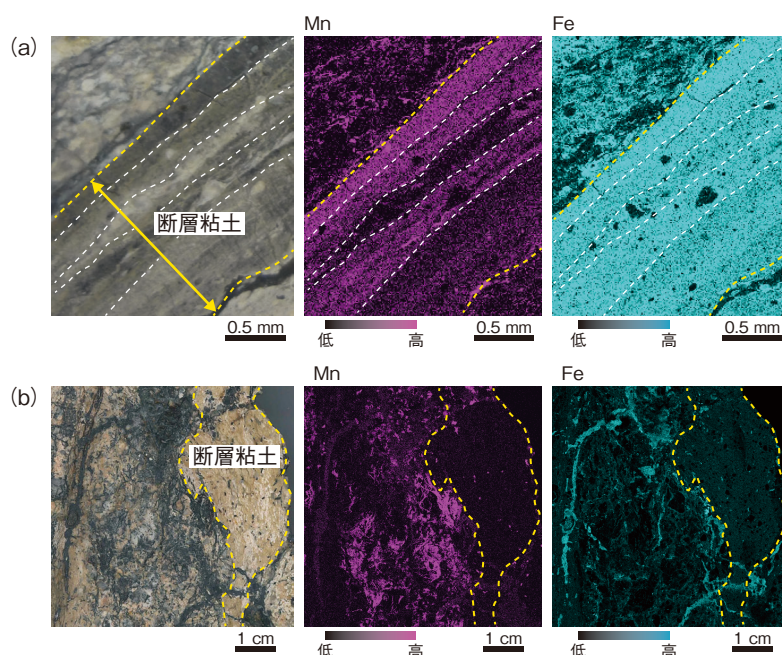


図8-17 (a) 活断層と(b) 非活断層の断層粘土におけるマンガン(Mn)と鉄(Fe)の元素分布

左の写真は分析範囲の岩石研磨片、中央及び右の画像は走査型X線分析顕微鏡による元素マッピング結果を示しています。活断層では、非活断層とは異なり、MnやFeが断層粘土に濃集していることが分かります。

地震を引き起こす断層には、千年～数万年程度の周期で繰り返し活動し、数十万年前以降に活動履歴のある活断層と、数十万年以上前から活動を停止している古い断層(非活断層)があることが知られています。このような断層の活動性を把握することは、地層処分サイトの設計・安全評価はもとより、広く地震防災を考える上で非常に重要です。一般に、活断層であるかどうかは、岩盤を被覆する最近形成された堆積物(上載地層)にずれがあるかどうかに基づいて判断されます。しかし、断層の延長上にそのような上載地層がない場合や、地下坑道の掘削中に新たに出現した断層の評価に対しては、上載地層のずれに基づく調査ができなため、活断層を識別するための新たな調査手法の構築が課題となっていました(図8-16)。

断層沿いには一般に、岩盤が断層運動により破壊されてできる破碎帯が認められます。破碎帯では、断層運動による破壊の繰り返しで鉱物粒子が細粒化し、割れ目に沿って流入する水とこの細粒化した鉱物が反応して、変質鉱物として「断層粘土」がしばしば形成されています。本研究では、過去の詳細な地質調査に基づき活断層及び非活断層であることが分かっている断層を対象として、X線回折分析や蛍光X線分析などにより断層粘土の鉱物組成や化学組成を詳細に調べ、両者の違いを検討しました。その結果、断層粘土の断面の元素マッピングに

より、マンガン(Mn)や鉄(Fe)といった一部の元素の断層粘土への濃集の様子が、活断層と非活断層とで大きく異なることが分かりました(図8-17)。

活断層の断層粘土で濃集しているこれらの元素は、水に不溶の酸化物を形成します。断層粘土は、細粒化した鉱物で詰まっているため、一般的には水をほとんど通さないことで知られています。しかし、活断層の場合は、断層運動に伴い新たな割れ目が形成されることにより、断層粘土に沿って地下から水が上昇してきます。地下深部の水は還元的で、MnやFeなどは水に溶けた状態ですが、これらが断層運動に伴い上昇し、地表付近の酸素に富む地下水と混合して酸化還元反応が起こった結果、水に不溶の酸化物が断層粘土で沈殿した可能性があると考えました。

一方、非活断層の断層粘土は、水をほとんど通さないままなので、これらの元素が濃集することがありません。このように、断層粘土の化学組成に基づく検討により、活断層と非活断層とが識別できる見通しが得られました。今後さらに分析事例を増やすとともに、元素の移動メカニズムをより詳細に検討することにより、上載地層がない場合の断層の活動性評価手法として確立していきたいと考えています。

(丹羽 正和)

●参考文献

Niwa, M. et al., Identification of Capable Faults Using Fault Rock Geochemical Signatures: A Case Study from Offset Granitic Bedrock on the Tsuruga Peninsula, Central Japan, Engineering Geology, vol.260, 2019, p.105235-1-105235-15.

8-8

地下深部を流れる地下水の長期的な変化を可視化

ー地形変化や気候変動による地下水流動状態の変動性評価手法の構築ー

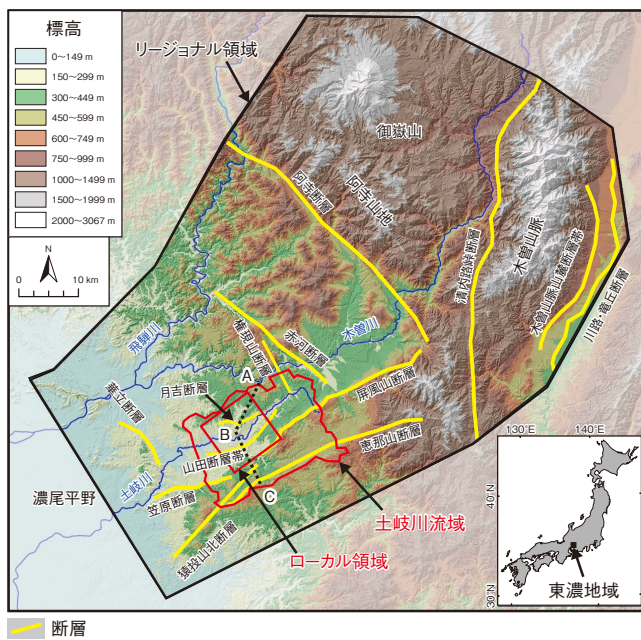


図8-18 東濃地域を事例とした領域設定

リージョナル領域は過去100万年間の地形変化や気候変動を推定し、それらの条件を反映させた定常解析を実施する領域です。ローカル領域は、リージョナル領域の定常解析結果を用いて地形変化や気候変動が地下水流動状態に及ぼす影響を評価する領域です。

地層処分安全評価は、処分施設閉鎖後の数万年以上に及ぶ期間を対象として実施されます。数万年以上の時間スケールを評価の対象とした場合、地形変化（速度の遅い隆起・侵食）や汎世界的な気候変動の影響は、緩慢ではあるものの累積的かつ広域に及ぶため、それらが地質環境特性に及ぼす影響を評価することが重要となります。そこで、私たちは地形変化及び気候変動が地下水流動状態（地下水の流速や移行時間など）に及ぼす影響を定量的に評価するための手法を構築しました。

本研究で構築した評価手法では、解析条件が異なる複数の定常状態の地下水流動解析結果（定常解析）から算出した変動係数という指標を用いて地下水流動状態が受ける影響を数値化します。変動係数はあるデータの標準偏差を平均値で除したものであり、値が小さいほどデータの平均値に対する相対的なばらつきが小さい、つまり解析条件の違いの影響を受けていないと評価することができます。

図8-18に示す東濃地域を事例に、まず現在の地形を用いて定常解析を実施し、ローカル領域内（図8-18）において、月吉断層と山田断層帯に囲まれた土岐川の地下深部に地下水の流れが遅い領域が分布していることが推定されました（図8-19(a)）。次に、過去100万年間の地形変化や気候変動条件を推定し、現在に加えて100万年前、45万年前、14万年前の古地形を推定した地形

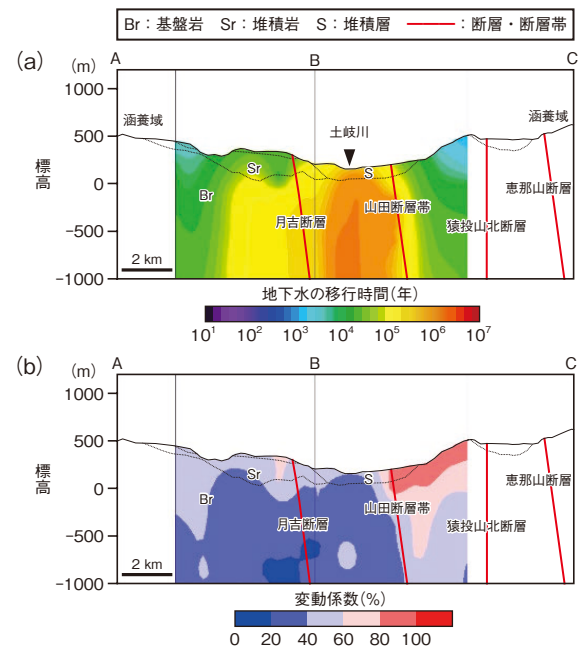


図8-19 地下深部の地下水流動状態の評価結果

(a) は涵養域から評価場所までの地下水の移行時間を、(b) は地形変化と気候変動が地下水の移行時間に及ぼす影響の推定結果を示します。これらの図は、図8-18に示したローカル領域におけるA-B-C位置の鉛直断面です。

モデルを構築しました。さらに、それぞれの地形モデルに涵養量が多い温暖期と涵養量が少ない寒冷期の2パターンを境界条件とした8ケースの定常解析を実施し、変動係数を算出しました。その結果、解析結果の三次元的な補間によるばらつきが見られるものの、土岐川の地下深部にある地下水の流れが遅い領域は、その変動係数が相対的に小さい領域内に存在することが推定されました（図8-19(b)）。このことから、他の領域と比較して流れが遅い地下水が分布している土岐川の地下深部は、過去100万年間の地形変化や気候変動の影響を受けにくい場所であると解釈できます。地下水の水質などの地球化学特性情報からも土岐川の地下深部では地下水の流れが遅いことが推定されており、本評価手法による評価結果の妥当性が確認できました。

地形変化や気候変動が地下水流動状態に及ぼす影響が小さい領域を定量的に推定することができる本評価手法は、地層処分事業において地質環境特性の数万年以上の長期的な変化を評価する上で有効な評価技術となります。

本研究は経済産業省資源エネルギー庁委託事業「平成28年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（地質環境長期安定性評価確証技術開発）」の成果の一部です。

(尾上 博則)

●参考文献

尾上博則ほか、長期的な地形変化と気候変動による地下水流動状態の変動性評価手法の構築、原子力バックエンド研究, vol.26, no.1, 2019, p.3-14.

8-9

緩衝材の力学解析手法構築を目指して

一塩水条件での緩衝材に対する弾塑性構成モデルの適用性の検討一

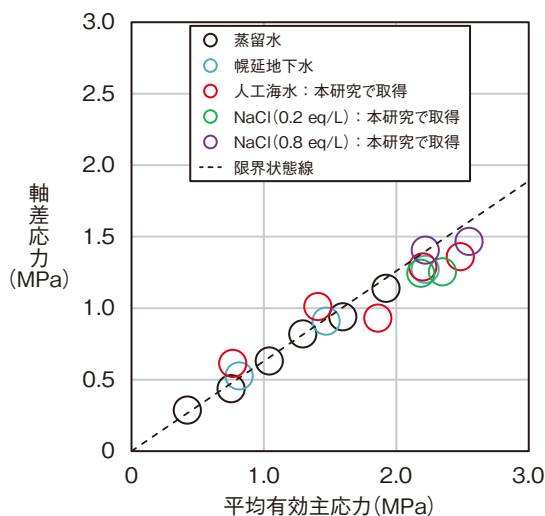


図8-20 圧密非排水三軸圧縮試験結果の例

せん断による変形特性や強度等を調べる $\overline{CU}$ 試験のせん断終了時の応力状態を表しています。試験溶液による明確な違いはなく、また、せん断終了時の応力状態の評価には、修正カムクレイモデルで用いられる限界状態線が適用できました。

放射性廃棄物の地層処分施設の構成材料の一つである緩衝材にはベントナイトと呼ばれる粘土が用いられます。ベントナイトは、塩分濃度等の地下水条件に応じて膨潤性等の力学特性が変化することが知られています。そのため、様々な塩分濃度条件での緩衝材の力学特性に関する試験データを取得し、塩分濃度に応じた力学特性を把握する必要があります。さらに、処分施設の設計等において、緩衝材の力学挙動を評価するためには、地下水条件に応じた「構成モデル」と呼ばれる力学の数理モデルを適切に選定し、そのパラメータ値を整備しておく必要があります。

本研究は、緩衝材の力学解析に用いる構成モデルとして、既存の弾塑性構成モデルが様々な塩分濃度条件で適用できるのかを示すことを目的としています。構成モデルには、様々な解析コードに適用され広く使用されている修正カムクレイモデルを用いました。このモデルが表現する主な力学挙動は、圧密や除荷による変形とせん断による変形です。これらの特性把握には標準圧密試験と間隙水圧測定を含めた圧密非排水三軸圧縮試験（以下、 $\overline{CU}$ 試験）が必要です。そこで、(1) 様々な塩分濃度条件での標準圧密試験と $\overline{CU}$ 試験のデータセットを整備する上で、データが不足している塩分濃度条件での $\overline{CU}$ 試験を実施し、蒸留水と塩水条件での緩衝材の力学特性の

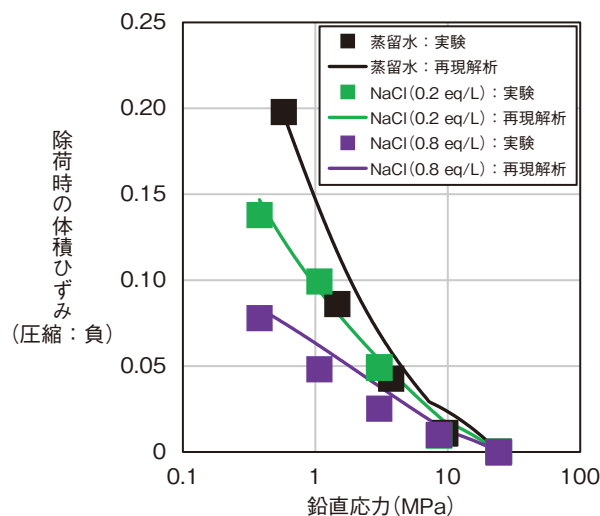


図8-21 標準圧密試験結果と再現解析結果の比較の例

圧密や除荷による変形特性を調べる標準圧密試験の既存の結果から塩水条件では除荷時の変形量が小さいことが分かります。この傾向を表現できるパラメータ値を推定し、その値を用いた再現解析結果を表しています。様々な塩分濃度条件に対して修正カムクレイモデルが適用できることが確認できました。

違いを分析しました。また、(2) 修正カムクレイモデルを用いたこれらの試験の再現解析から、塩分濃度の異なる様々な塩水条件での適用性を検討しました。

その結果、(1) $\overline{CU}$ 試験の結果には試験溶液条件による明確な違いはなく(図8-20)、蒸留水と塩水条件での力学特性の主な違いは標準圧密試験での除荷時の変形量の差にありました(図8-21)。さらに、(2) モデルのパラメータのうち、膨潤指数について塩分濃度に応じた値の設定が行えるように、当量イオン濃度(eq/L)との関係を整理しました。その値を用いた再現解析の結果、修正カムクレイモデルにより試験データをおおむね再現することができ、様々な塩分濃度条件に対して修正カムクレイモデルを適用できることが確認できました(図8-21)。

今後は、NaCl以外のイオン種の違いの影響等を検討するために試験データを拡充していくことで、処分事業の進展に伴いサイト条件等が具体化された際に対応可能な力学解析手法の整備に資すると考えています。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「平成30年度 高レベル放射性廃棄物等の地層処分に係る技術開発事業（沿岸部処分システム高度化開発）」の成果の一部です。

(高山 裕介)

●参考文献

高山裕介ほか、塩水条件での緩衝材の力学挙動に対する弾塑性構成モデルの適用性に関する研究，原子力バックエンド研究，vol.27，no.1，2020，p.12-21。

8-10 地下環境での鉄とケイ素の相互作用メカニズムを解明する —還元環境下における二価鉄ケイ酸塩共沈生成物の特性の把握—

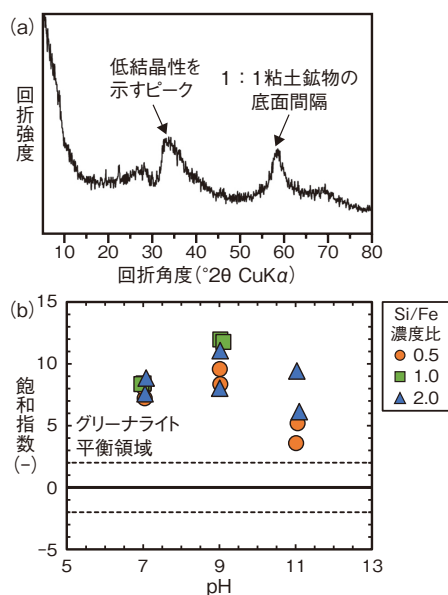


図8-22 Fe(II) と Si の反応試料の固相特性と溶液化学
(a) は共沈生成物の典型的な X 線回折分析結果で、二つのブロードなピークは非晶質で乱層構造の粘土鉱物の生成を示唆しています。(b) は熱力学計算との比較から全ての試験条件で Fe(II) 粘土鉱物であるグリーンライトの生成を示唆しています。

放射性廃棄物の地層処分システムにおいて、二価鉄 (Fe(II)) とケイ素 (Si) の相互作用は、還元環境下のガラス固化体、鉄製オーバーパックの界面で生じる重要な反応の一つです。その相互作用で生じる Fe(II) ケイ酸固相は、ガラス固化体の溶解挙動に影響を及ぼすとともに、ガラス固化体からの放射性核種の放出や、拡散及び化学バリアとして寄与する可能性があります。このような Fe(II) ケイ酸固相の役割を理解することは、地層処分の長期の安全評価において重要となります。このためには、Fe(II) ケイ酸析出物の種類と構造、それらを決定付ける因子についての基礎的な理解が必要となります。

本研究では、Fe(II) ケイ酸固相の生成実験を、低温度 (25 °C)・無酸素の還元条件下において行いました。実験では、Si と Fe(II) の初期濃度比、pH の溶液条件を変動させ、これら条件が Fe(II) ケイ酸の共沈析出物の構造特性に及ぼす影響を把握しました。オーバーパックとガラス固化体から供給される Fe(II) と Si の濃度比が異なる条件で得られた析出物を、X 線回折法 (XRD)、赤外分光法 (IR) 及び広域 X 線吸収微細構造分析 (EXAFS) によって分析しました。これらの分析によって、析出物中の複数固相の共存状況、ケイ酸の構造、Fe(II) の局所構造の情報を取得し、これらの構造情報と熱力学計算結果とを比較しました。

これらの結果は、Fe(II) と Si の相互作用が非晶質あ

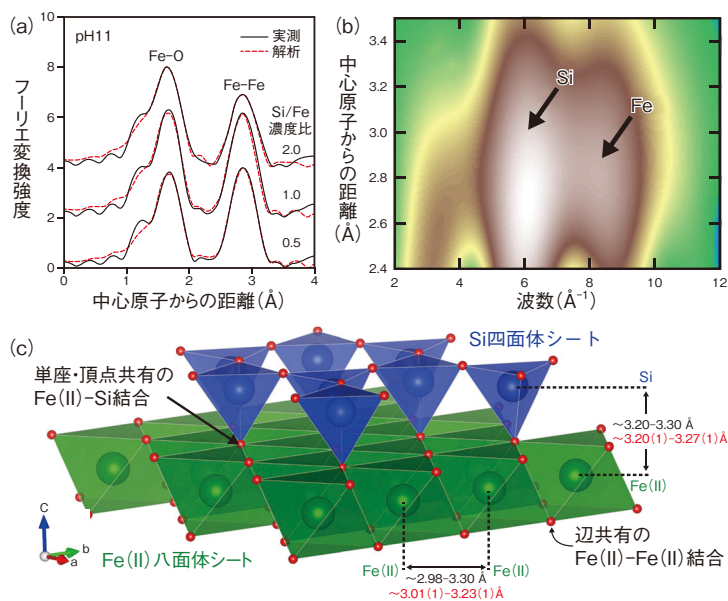


図8-23 共沈生成物の EXAFS 分析による局所構造解析結果
(a) は Fe の K 吸収端の EXAFS フーリエ変換の結果で、そのフィッティングから原子間距離と配位数が評価されます。(b) はウェーブレット変換による Fe と Si の空間分布解析の結果です。(c) は EXAFS 解析結果から導出された Fe(II) 粘土鉱物の構造を示しています。

るいは低結晶性の Fe(II) ケイ酸固相が短時間で形成されることを示しています (図 8-22 (a))。熱力学計算からは Fe(II) 粘土鉱物であるグリーンライト ($\text{Fe}_3\text{Si}_2\text{O}_5(\text{OH})_4$) が析出することが推定されました (図 8-22 (b))。この推定は、全ての条件で Fe(II) 粘土鉱物の構造を示唆した IR 及び EXAFS 分析結果 (図 8-23) から支持されました。しかしながら、析出物中の固相の構造や共存状態は、pH や Fe(II) / Si 濃度比によって大きく異なる結果となりました。Fe(II) 粘土鉱物の生成は低 Si 濃度と高 pH の条件で最大となり、高 Si 濃度と低 pH の条件では、Fe(II) 粘土鉱物の結晶性が低下し、非晶質ケイ酸の析出が促進される結果となりました。

これらの結果は、地層処分の多重バリアシステムにおけるガラス／鉄の界面で生じる変質領域の状態変遷に対する知見を与えるものです。これらの知見によって、(1) ガラス変質研究で観察される変質鉱物の解釈、(2) ガラス変質時の二次鉱物生成を評価する際に必要な熱力学データの改良、及び (3) 地層処分の安全評価における長期のガラス溶解や核種移行への影響評価など、より信頼性の高い安全評価が可能となります。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「平成 29 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業 (処分システム評価確証技術開発)」の成果の一部です。

(Paul Clarence M. Francisco)

●参考文献

Francisco, P. C. M. et al., Interaction of Fe^{II} and Si under Anoxic and Reducing Conditions: Structural Characteristics of Ferrous Silicate Co-Precipitates, *Geochimica et Cosmochimica Acta*, vol.270, 2020, p.1-20.

8-11 マイクロ流路内のプラズマで放射性試料を分析する —液体電極プラズマ発光分光分析法による高レベル放射性廃液中のセシウム定量—

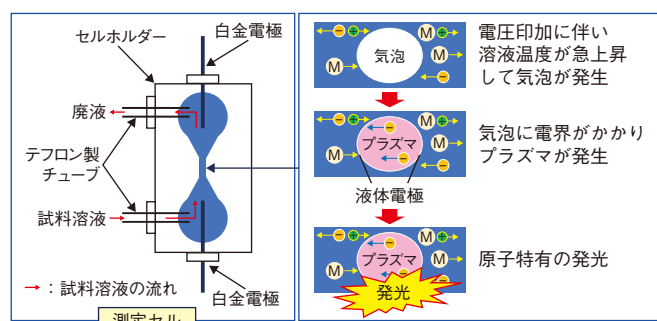


図8-24 液体電極プラズマ発光分光分析法 (LEP-OES) の原理

電圧印加に伴い気泡が発生し、これに電界がかかり液体電極プラズマ (LEP) が発生します。試料溶液中の元素が LEP 中に入り込むと発光します。

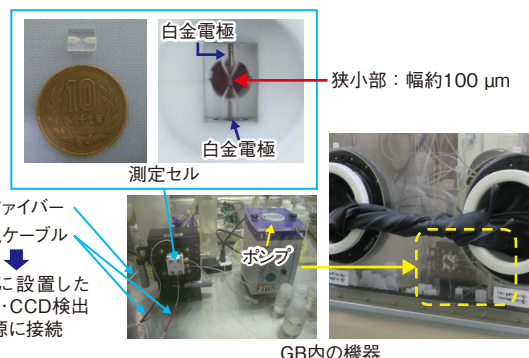


図8-25 グローブボックス (GB) に設置した LEP-OES 装置
GB 内には石英ガラス製の測定セルを設置し、LEP による元素の発光は、光ファイバーを介して GB 外の分光器、CCD 検出器で測定しました。

使用済燃料の再処理によって生じる高レベル放射性廃液 (HLW) 中には、セシウム (Cs)、ストロンチウム (Sr) などの核分裂生成物、再処理工程で添加された試薬由来のナトリウム (Na) 等が含まれています。HLW 中の元素濃度は、HLW をガラス固化体として処理した後の固化体による放射性物質の保持性能に影響を及ぼすことから、正確に把握しておく必要があります。HLW を含む放射性試料は、作業者の被ばくを防止するため、気密性を有する遮へいセルやグローブボックス (GB) 内で分析を行います。元素分析でよく用いられる誘導結合プラズマ発光分光分析法 (ICP-OES) や誘導結合プラズマ質量分析法 (ICP-MS) は、プラズマガス、冷却水、大容量電源等を要する装置であるため、遮へいセルや GB 内への設置にあたっては専用 GB の設計・製作、装置の大掛かりな改良工事が必要になります。また、遮へいセル内においては、遠隔操作によるメンテナンス性にも課題があります。

本研究では、このような課題を解決するため、マイクロ流路内で発生させる液体電極プラズマ (LEP) と、これに基づく LEP 発光分光分析法 (LEP-OES) に着目しました。LEP は、図 8-24 に示すように、流路幅約 100 μm の狭小部を有する流路に溶液試料を導入し、パルス状の直流電圧を印加させて発生させます。LEP に試料中の元素が入り込むと原子固有の発光線が放出されます。この発光線を分光分析する方法は LEP-OES と呼ばれ、元素分析への適用が報告されています。LEP-OES

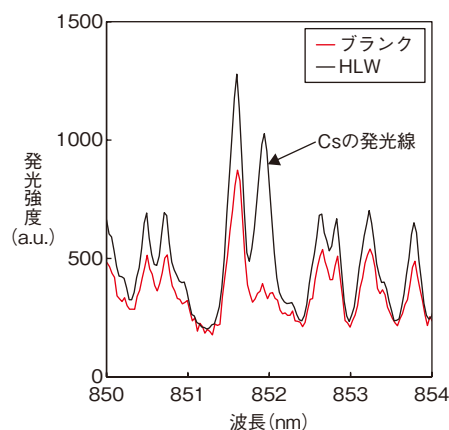


図8-26 高レベル放射性廃液 (HLW) の LEP 発光スペクトル
黒線は硝酸で1万倍に希釈したHLW、赤線はブランクである硝酸の発光スペクトルです。852.1 nmに観測されたCsの発光線を用いて、HLW 中のCs濃度を求めました。

では、プラズマガス、冷却水、大容量電源が不要であることから、ICP-OES、ICP-MS と比べて装置が小型になり、汎用 GB 内へも容易に設置可能と考えられます。また、マイクロ流路内で試料を取り扱うため、放射性試料分析時に問題となる廃液発生量や作業者への被ばく量の低減も期待できます。

そこで本研究では放射性試料を測定するために最適化した機器を組み合わせ、図 8-25 に示すように LEP-OES 装置を設置しました。本装置を用いて Cs 標準溶液の発光スペクトルを測定した結果、852.1 nm、894.3 nm に発光線が得られました。最も高い強度を示した 852.1 nm における Cs の検出限界値は 0.005 mg/L、定量下限値は 0.02 mg/L であり、HLW 中の Cs を定量するにあたって十分な感度を有することが分かりました。また、HLW の元素組成を模擬した試料の発光スペクトルを測定した結果、当該波長域に共存成分による分光干渉は認められませんでした。そこで、東海再処理施設で発生した HLW を LEP-OES で測定しました (図 8-26)。Cs 濃度の測定値は 3.61 ± 0.47 g/L であり、計算コードより求めた値 3.60 g/L と良好な一致を示しました。本法は、GB 等内に設置する分析装置の小型化に有効であるとともに、HLW 中のCs測定に適用可能であることが分かりました。

今後、HLW 中の Sr、Na 等の元素分析、HLW 以外の再処理工程試料に LEP-OES の適用が期待されます。

(小高 典康)

●参考文献

Do, V-K. et al., Quantitative Determination of Total Cesium in Highly Active Liquid Waste by Using Liquid Electrode Plasma Optical Emission Spectrometry, Talanta, vol.183, 2018, p.283-289.

原子力研究開発を支える計算科学技術

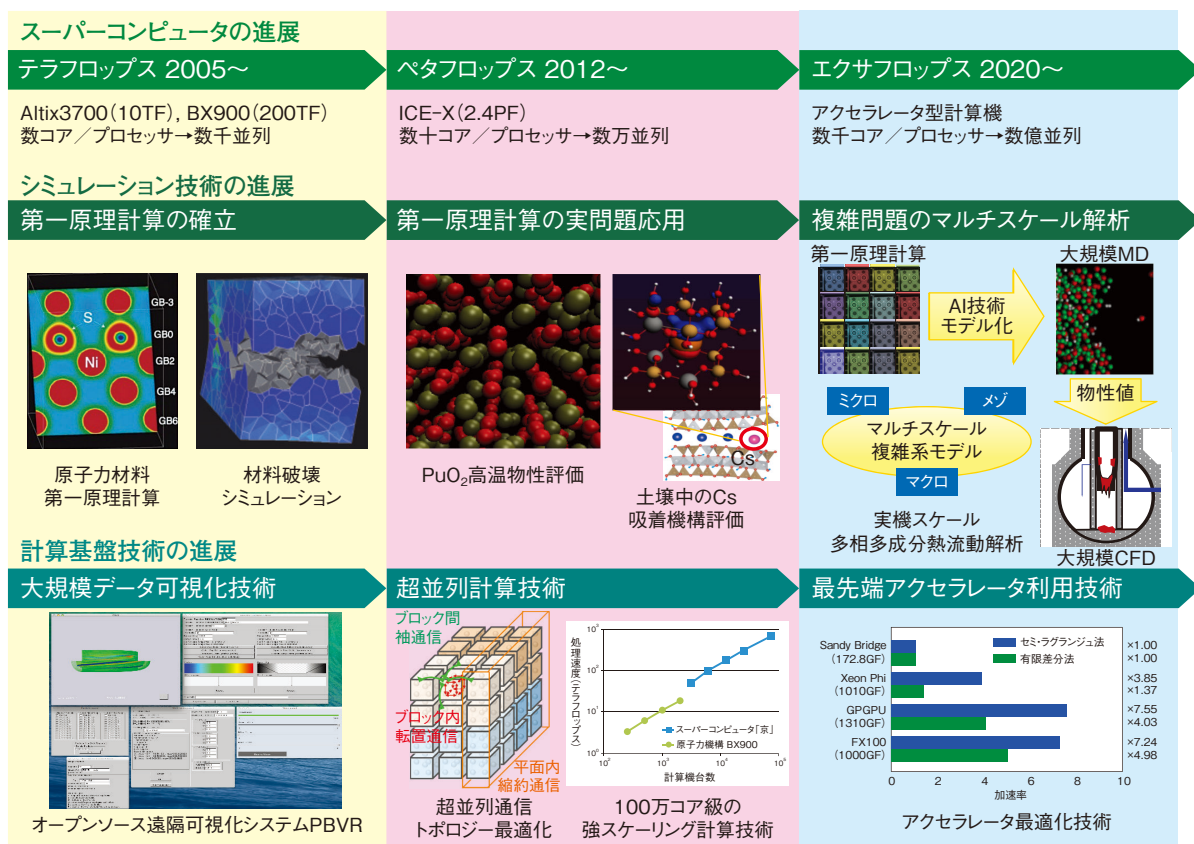


図9-1 システム計算科学センターにおける計算科学研究

これまでに開発・蓄積してきたテラ・ペタフロップス計算技術を発展させ、原子力分野における複雑系解析のためのエクサフロップス計算技術開発を推進しています。

放射性物質の環境動態、汚染土壌の減容、過酷事故の解析等、東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故を契機に発生した課題の解決や将来の原子力システムの研究開発には、様々な要因が絡み合う複雑な現象の解析技術が不可欠です。例えば、過酷事故の解析では核燃料や構造材の溶融・移行過程を評価するマクロスケールの熱流動解析だけでなく、溶融物の混合による複雑な界面形成を評価するメゾスケールの解析、高温高压の極限環境下における元素拡散、化学反応、相変化による物性変化を評価するミクロスケールの原子・分子シミュレーションを機械学習によって統合する新たなマルチスケール・マルチフィジックスの解析技術が必要です。このようなシミュレーション技術に加え、「富岳」をはじめとするエクサフロップス計算機の高度利用を可能とする計算機技術も必要となります（フロップスは1秒間に行える計算能力の単位で、テラは 10^{12} 回、ペタは 10^{15} 回、エクサは 10^{18} 回の計算が可能です。なお1京は 10^{16} です）。

システム計算科学センターでは、これまで複雑現象解析の基礎となる原子・分子シミュレーション、流体計算等のシミュレーション技術及び数値計算アルゴリズム、可視化等の計算機技術を開発してきました。現在、これらの技術を発展させ、エクサフロップス計算機を用い複雑現象解析を可能とする新たなシミュレーション技術及び

計算機技術の開発に取り組んでいます（図9-1）。このような複雑現象の解析技術は原子力研究開発全般における共通基盤技術となります。

2019年度は、福島再生・復興への計算科学技術の活用として、量子化学計算によってキノコへの放射性セシウム濃縮の謎に迫るとともに（第1章トピックス1-13）、1F港湾内の詳細流体解析による放射性セシウム流出量の推定結果を取りまとめました（第1章トピックス1-14）。一方、複雑現象解析に必要な様々なミクロ・メゾスケール解析の高度化に関する成果として、以下の三つの成果を紹介します：(1) 1F炉内のマルチスケール熱流動解析を可能とする格子ボルツマン法向け熱流動モデル開発に関する成果（トピックス9-1）。(2) 放射線輸送解析コードPHITSを応用した超伝導中性子顕微鏡システムの設計研究（トピックス9-2）。(3) 原子シミュレーションによって鉄の塑性変形の機構を解明した成果（トピックス9-3）。また、エクサフロップス計算を支える計算機技術として、演算加速装置（GPU）に基づくスーパーコンピュータを用いた大規模多相流体解析を可能とする省通信型行列解法の開発に関する成果を紹介します（トピックス9-4）。

システム計算科学センターでは、原子力研究開発の共通基盤となる計算科学技術の研究を今後も着実に進展させ、その成果を積極的に展開していきます。

9-1 デブリ空冷模擬実験のマルチスケール熱流動解析 ー格子ボルツマン法向け熱流動解析コードの開発ー

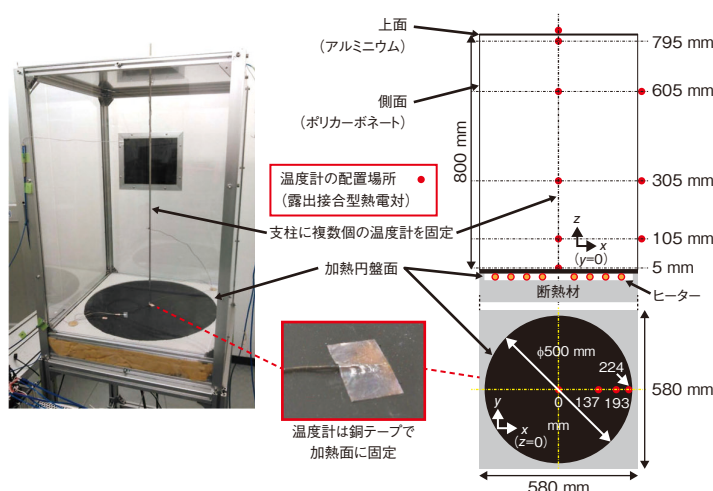


図9-2 自然対流実験装置

直方体ケース (580 × 580 × 795 mm) の底面に円盤型のヒーターを設置し、実験装置中心の支柱上に配置された温度計にて既往研究^{*}を参考に定常状態の温度を測定しました。

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉を安全に進めるためには、炉内の温度分布を事前に予測するための熱流動解析が求められています。炉内の熱流動解析では、数 mm のデブリから、数 m の炉内構造物を捉えたマルチスケール解析が必要です。CityLBM は格子ボルツマン法 (LBM) に基づく数値流体解析手法であり、高速に流れを解くことが可能です。これに、流れのスケールに応じて格子解像度を変えることが可能な適合細分化格子 (AMR) 法を適用することで、効率的なマルチスケールの流体解析が実現可能となります。

しかしながら、これを熱流動解析に拡張した従来の LBM による定式化では多くの計算メモリが必要となるため、大規模問題への適用が困難となる課題がありました。一方で、温度の時間発展を差分法に基づいて離散化する手法では、三次元解析においてメモリ使用量を LBM の 1/7 に削減できます。差分法による定式化では、計算安定性の悪化から反復計算を用いた陰的な時間発展が必要となり計算時間が増大する問題がありますが、本研究が対象としているデブリの空冷解析では、温度を陽的に時間発展させることが可能です。そのことから、メモリ使用量と計算時間の両面から差分法と LBM を組み合わせたハイブリッドモデルが有効だと着想しました。この新たな熱流動解析手法では、差分法に基づく温度の計算に LBM により求められた速度を組み合わせることで温度の時間発展を計算します。温度が LBM に与える影響はブジネスク近似を用いて外力項として評価しました。これにより、従来の LBM や原子力機構の熱流動技術開発グループ (熱流動 Gr) が多相流体の熱流動解析用に開発した JUPITER と同等な熱流動場の解析を実現しました。

CityLBM の検証計算として、熱流動 Gr のデブリ空冷

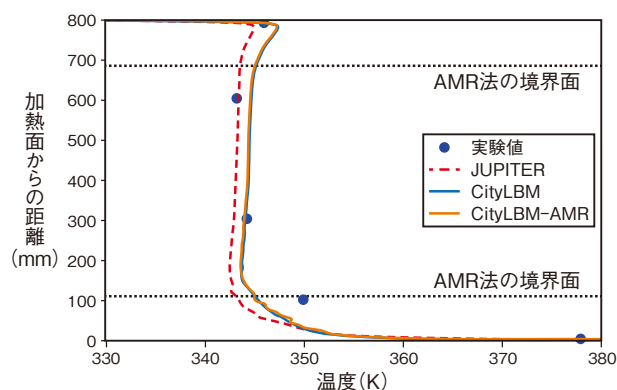


図9-3 実験装置中心部での温度分布

CityLBM (均一格子) と CityLBM-AMR (壁面部分に高解像度格子) を実験値及び JUPITER の解析値と比較。加熱面近傍の温度の急減な変化を捉えるとともに実験値を再現する結果が得られました。

を模擬した自然対流実験 (図 9-2) に対する解析を実施しました。実験体系として、ケースの底面にヒーターを設置し、準定常状態となるまで 10 分間の加熱を行いました。実験条件でのレイリー数は約 2.0×10^9 であり、非定常な熱流動現象となるため、時間平均した温度の鉛直分布を比較しました (図 9-3)。解析結果より、一様格子と AMR 法を適用した CityLBM において、JUPITER の解析値と実験値を 5 K 以内の精度で再現することに成功しました。計算速度の比較として、原子力機構のスーパーコンピュータ ICEX の 18 ノード (36 CPU) を用いた JUPITER に対して、GPU スーパーコンピュータ ABCI の 1 ノード (4 GPU) を用いた CityLBM-AMR は 6.7 倍の計算速度を実現しました。以上の研究開発により、100 ノードの計算機台数にて、数 m 領域の 1 時間の熱流動解析が 24 時間以内に実施可能となり、実スケールのデブリの空冷解析へと適用できる見通しが立てられました。

本研究成果の一部は、学際大規模情報基盤共同利用・共同研究拠点 (課題番号: jh180041-NAH「格子ボルツマン法による都市街区を対象とした物質拡散シミュレーション」、jh190049-NAH「アンサンブル計算に基づく汚染物質拡散予測の開発」) の支援の下で得られた成果です。

(小野寺 直幸)

^{*} Uesawa, S. et al., Development of Numerical Simulation Method to Evaluate Heat Transfer Performance of Air Around Fuel Debris, 2: Validation of JUPITER for Free Convection Heat Transfer, Proceedings of 25th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-25), Shanghai, China, 2017, 7p.

●参考文献

Onodera, N. et al., Locally Mesh-Refined Lattice Boltzmann Method for Fuel Debris Air Cooling Analysis on GPU Supercomputer, Mechanical Engineering Journal, vol.7, issue 3, 2020, p.19-00531_1-19-00531_10.

9-2 計算科学による超伝導中性子顕微鏡の設計開発 —中性子検出器内の全ての放射線をシミュレーションし動作を予測する—

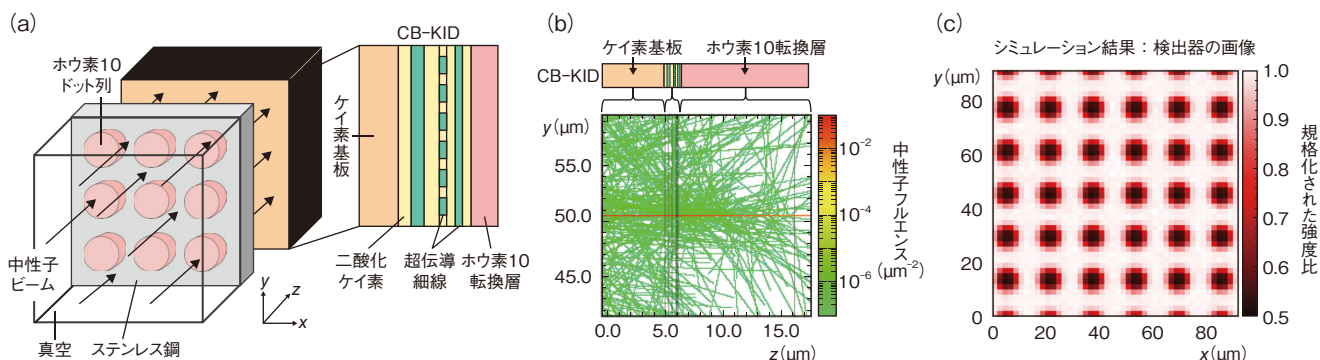


図9-4 超伝導中性子顕微鏡 CB-KID のモデリングと PHITS を用いた放射線と実際の撮像イメージングのシミュレーション結果
(a) ^{10}B のドット列からなるテスト試料と超伝導中性子顕微鏡 CB-KID モデルの模式図：CB-KID では異なる物質の層が重なり、 ^{10}B 転換層で入射中性子が核反応を起こし、発生した ^4He と ^7Li を超伝導細線部分で検出します。(b) 計算した中性子の飛跡：飛跡の色は中性子フルエンスを表しています。フルエンスは単位面積当たりの中性子線の数となります。集束中性子ビーム（中性子フルエンスが高いため水平方向に走る赤い線に集約しました）が CB-KID 検出器中央に垂直に入射した場合をシミュレーションで計算しました。(c) シミュレーションにより得られた中性子透過像：テスト試料（a：左図）に対し、一様な中性子ビームが入射した際に CB-KID で得られる中性子透過像がシミュレーションにより得られます。 ^{10}B ドット列を通過できる中性子量は少なくなるため、図のように暗像となります。

中性子は物質の奥深くまで透過することから、中性子ビームを利用すると物質内部の画像化（イメージング）が可能となります。現在、高強度中性子ビームが利用できる施設は限られていますが、新しい加速器施設が建設または計画されており、高強度中性子ビームを最大限活用する高解像度の中性子顕微鏡技術の開発に期待が高まっています。

現在、日本で開発されている中性子顕微鏡技術の一つとして、超伝導デバイスを用いた電流バイアス運動インダクタンス検出器（Current-Biased Kinetic Inductance Detector：CB-KID）があります。これは従来の中性子イメージング技術の性能を顕微鏡レベルまで向上させることを可能とする革新的な検出器技術と考えられています。CB-KID では、ホウ素 10 (^{10}B) の薄膜（転換層）を用い、入射中性子との核反応によって、ヘリウム (^4He) とリチウム (^7Li) 粒子に変換します。超伝導デバイスを用いることで、これらの粒子一個のレベルで、その位置まで含め検出可能となります。

しかし、世界の中性子ビーム施設の数に限られており、CB-KID 設計のための実験を、必ずしも十分に行うことができません。そこで、システム計算科学センターは、大阪府立大学及び J-PARC と連携し設計支援のための計算モデルを開発しました。計算モデルでは、粒子・重イオン輸送計算コード PHITS を用い、仮想的に設計した CB-KID のモデル構造（図 9-4 (a)）内を飛行する中性子と発生する全ての核反応過程をシミュレーションしました。図 9-4 (b) は収束中性子ビームが入射した場合

の CB-KID 内での中性子の飛跡を表しています。シミュレーションでは、中性子及びその核変換で発生した ^4He と ^7Li 粒子を追跡し、それらの最大侵入距離（飛程）を評価します。その結果、 ^{10}B の薄膜（転換層）内で生成される ^4He と ^7Li だけが測定可能な信号を与えることが分かり、さらにテスト試料内で発生する ^4He と ^7Li や、核反応で発生するガンマ線は検出器にて得られる透過像にほとんど影響を与えないことも、初めて確認できました。すなわち、図 9-4 (a) のような CB-KID は、顕微鏡内に入射した中性子のみに感度を示し、中性子イメージングに適した条件を満たしています。

次に、テスト試料の中性子透過像をシミュレーションした結果を図 9-4 (c) に示します。実際に、テスト試料（直径 $6\mu\text{m}$ の微小な ^{10}B のドット列）とほぼ同じ像が得られていることが分かります。この結果から、 $10\mu\text{m}$ 以下の微小な試験サンプルであっても CB-KID 中性子顕微鏡を用いることで十分に解像できることが分かりました。今後は、上記設計を変更し、計算による試行実験を重ね、解像度をさらに高くするための改良について検討していく予定です。このような仮想実験により、コストと労力が大幅に削減可能となり、研究が加速されると期待できます。

本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金基盤研究 (A) (No.16H02450) 「デュアル電流バイアス運動インダクタンス検出器による中性子検出効率の改善」の助成を受けたものです。

(Alex Malins)

●参考文献

Malins, A. et al., Monte Carlo Radiation Transport Modelling of the Current-Biased Kinetic Inductance Detector, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A, vol.953, 2020, p.163130-1-163130-7.

9-3 鉄の変形を原子の動きから理解する

—原子シミュレーションによるらせん転位の運動と結晶すべり面変化の解析—

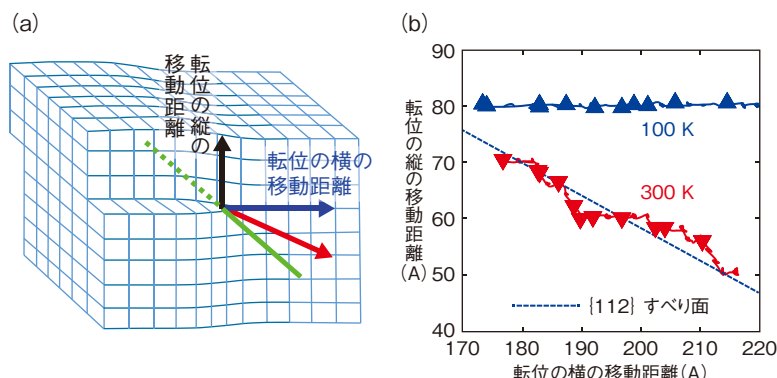


図9-5 鉄結晶のすべりによるらせん転位の移動

(a) は結晶中のらせん転位を概念的に示したもので、---で示した位置に転位線が存在します。鉄結晶において、低温では→の方向に横に転位が進みますが、温度が高くなると縦の成分が加わり進行方向が→のように変化します。結晶のすべり面は転位の移動面ですので、温度が上昇すると結晶のすべり面が変化することになります。(b) は転位位置の変化をシミュレーションしたものです。100 K の場合、横にまっすぐ進んでいくのに対し、300 K の場合、縦方向にも転位位置が進んでいき、実験で観察された現象を再現することが分かりました。

金属の変形は大まかに弾性変形と塑性変形の2種類に分けることができます。弾性変形の場合、ばねの変形のように金属に加えている力を元に戻せばその変形も元に戻ります。塑性変形の場合には、金属内部の結晶面がすべてしまい元には戻りません。鉄は低温において脆くなる性質がありますが、結晶がすべりにくくなること、すなわち塑性変形しにくくなるのが原因であると考えられています。低温での鉄の塑性変形の多くは、図9-5 (a) に示したらせん転位と呼ばれる線状の格子欠陥がある結晶面を移動することによって起き、この結晶面はすべり面と呼ばれています。らせん転位が移動するためのしきいエネルギー値が高いことが、鉄の低温での塑性変形しにくさ、すなわち脆さの原因になっています。

さて、鉄の結晶学的なすべり面は量子力学的な計算によって求めることができ、その結果は低温の実験結果に一致しています。しかしながら、温度を室温程度に上げていくにしたがって理論値からずれていくことが知られています。具体的には低温では図9-5 (a) において青い矢印のようにらせん転位が横にまっすぐ進みますが、温度が上がるにしたがってその方向が赤い矢印のように変化します。鉄は非常に身近な材料で、その機械的特性は工学的にも重要であるにもかかわらず、この現象のメカニズムはまだ理解されていません。そこで私たちはスーパーコンピュータを用いて、原子シミュレーション法によってこの温度変化の研究を行いました。

原子シミュレーション法では原子間力を計算するモデルが必要で、量子学的計算結果をフィッティングして

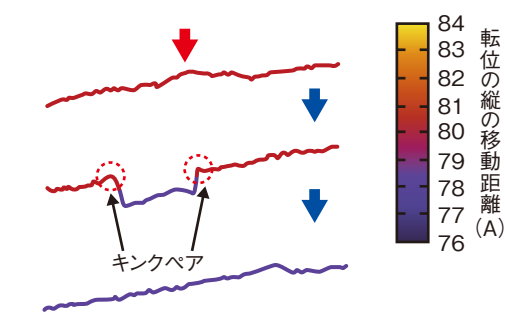


図9-6 原子シミュレーションによる鉄結晶中のらせん転位線の時間変化 (→は時間変化を表す)

温度が高くなると→で示したように転位線に揺らぎが生じ、それが引き金となって転位のある部分が一つ下の結晶面に張り出し、最終的には転位線全体が下に移動し、縦の移動成分が加わります。このように転位が縦に移動することを交差すべりといいます。図の中央部分のように転位の一部分が張り出した部分はキンクペアと呼ばれます。交差すべりがキンクペアによって起きることを初めて計算で示しました。

作成したものを使用しました。図9-5 (b) は、シミュレーションの結果を示したもので、100 K ではらせん転位が横にまっすぐ進んでいくのに対し、300 K では{112}面と呼ばれる面に沿って斜めに進んでおり、実験で知られている現象を再現することができました。図9-5 (b) を詳しく見ると転位の位置が平均して2回に1回、一つ下層に移動しています。このような現象を交差すべりといいます。これが高温で転位の縦の移動成分が観測される原因と考えられます。高温における交差すべりの現象を詳細に調べたところ、図9-6 に示すように、揺らぎによって転位のある部分だけが別の層に移動して、それをきっかけとして、らせん転位全体が別の層に移動することが分かりました。すなわち、温度の上昇による格子振動の増加が原因となって、交差すべりが生じ、図9-5 で示したような実験で観測されているすべり面変化が起きていていると理解できます。

原子力材料は経年変化によって徐々に脆くなりますがその原因はよく分かっていません。らせん転位は金属が脆くなる現象のパズルを解くための重要な部品です。今回の研究成果は基礎科学的なものです。金属の破壊現象など原子力材料研究の要となる研究に応用可能です。

本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金基盤研究(C) (No.26420865)「原子炉構造材の強度劣化評価に資する照射欠陥-転位相互作用の研究」の助成を受けた、福井大学との共同研究による成果です。

(鈴木 知明)

●参考文献

Suzudo, T. et al., Analyzing the Cross Slip Motion of Screw Dislocations at Finite Temperatures in Body-Centered-Cubic Metals: Molecular Statics and Dynamics Studies, Modelling and Simulation in Materials Science and Engineering, vol.27, no.6, 2019, p.064001-1-064001-15.

9-4 世界最大の GPU スーパーコンピュータを用いた多相流体解析 ー GPU 向け省通信型行列解法の開発ー

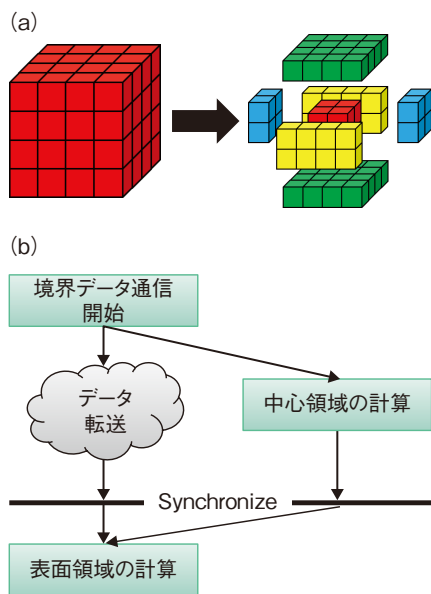


図9-7 通信オーバーラップ手法の模式図

(a) は各 GPU における計算領域の中心部分と表面部分への分割の様子を示します。 (b) は各 GPU 上で処理を分割、並行処理して、通信と中心部分の演算を同時処理する手法を示します。

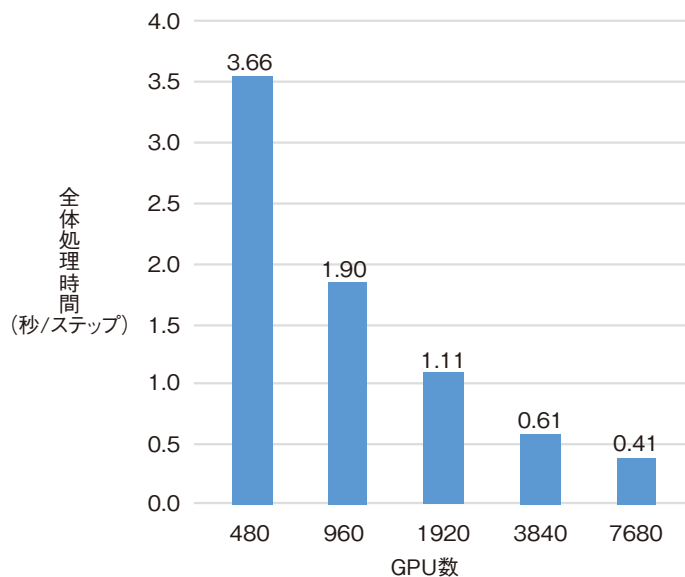


図9-8 GPU スパコン Summit における計算性能のスケールング
Summit (オークリッジ国立研究所) における 7680 台の GPU を用いて計測した多相流体解析 (約 75 億格子) 1 時間ステップ当たりの全体処理時間の GPU 台数依存性を示します。

原子炉内の複雑な熱流動現象を解析するために数値流体解析 (CFD) コードの高性能化が必要とされています。従来の CFD コードは主にペタスケールの CPU 計算機で開発されてきましたが、今後、解析を数千億格子規模に拡大するために GPU を搭載したエクサスケール計算機の活用が必須となります。しかしながら、GPU 計算機では演算器の集積度向上によって演算性能は従来の CPU の数十倍となるのに対し、プロセッサ間の通信性能は数倍程度の向上に留まっており、演算と通信のバランスの変化に対応できる新たな省通信型計算手法の開発が課題となっていました。今回、CFD コードの中核を成す行列計算の GPU 計算機向け計算手法を開発し、オークリッジ国立研究所に設置された世界最大の GPU 計算機 Summit において、7680 台の GPU を用いた大規模多相流体解析の高速化に成功しました。

CFD コードでは差分法による流体モデルの離散化で得られる大規模行列問題を計算します。本研究では、従来、共役勾配 (CG) 法と呼ばれる反復行列解法を利用していました。CG 法の並列計算には分割領域上の差分計算に必要な境界データ通信、及び行列解法で計算するベクトルの内積処理のための縮約通信という二つの通信処理が反復ごとに必要となります。これらの通信処理を

削減するために、本研究では二つの手法、通信オーバーラップ手法及び省通信型 CG 法を用いました。境界データ通信に関しては、図 9-7 に示すように各 GPU 上の計算領域を中心部分と表面部分に分割し、境界データを参照しない中心部分の差分計算と境界データ通信を同時処理する通信オーバーラップ手法を開発し、通信コストを隠蔽しました。一方、縮約通信に関しては CG 法の数学的なアルゴリズム改良によってベクトルの内積処理を複数反復ごとに一度に処理する省通信型 CG 法を適用し、通信回数を一桁削減しました。

Summit において燃料集合体の溶融挙動を模擬する多相流体解析 (約 75 億格子、燃料集合体 4 体規模) を実施し、開発手法の性能評価を実施しました。この結果、図 9-8 に示すように GPU 数 480 台から 7680 台まで計算性能が約 9 倍加速し、目標通りの良好なスケールングが確認できました。

本研究は、Oak Ridge Leadership Computing Facility (OLCF) Director's Discretion Project 「Exascale CFD Simulations at JAEA (CSC367)」の支援の下で得られた成果です。

(井戸村 泰宏)

●参考文献

Ali, Y., Idomura, Y. et al., GPU Acceleration of Communication Avoiding Chebyshev Basis Conjugate Gradient Solver for Multiphase CFD Simulations, Proceedings of 10th Workshop on Latest Advances in Scalable Algorithms for Large-Scale Systems (Scala 2019), Denver, U.S.A., 2019, p.1-8.

原子力平和利用を支える核不拡散・核セキュリティに関する技術開発・人材育成

核不拡散・核セキュリティ総合支援センター (ISCN) は、核兵器・核テロの脅威のない世界を目指して、国内外の関係機関と連携し、核不拡散・核セキュリティ分野における技術開発や人材育成等を実施しています (図 10-1)。

日本のための、そして世界のための技術開発

国内外の動向を踏まえた核不拡散・核セキュリティ強化のための技術開発を実施しています。核検知・測定技術開発に関し、外部パルス中性子源を用いた高放射性物質中の核物質等を非破壊で測定する技術の開発を行っています。トピックス 10-1 は、この技術開発のうち遅発ガンマ線分光法を用いた核燃料物質の非破壊測定技術開発に係わる成果です。核共鳴蛍光による重遮蔽内物内核物質探知技術に関する実証試験を含むワークショップを 2020 年 1 月に開催し、国内外の専門家から高い評価を受けました。犯罪行為等に使用された核物質等の特徴を分析し、起源や履歴を特定する核鑑識技術の開発については、小型で比較的安価な検出器を組み合わせた、核・放射線テロ事象後の初動対応者向け検出器開発や AI を用いたデータ解析技術開発を実施するとともに国際共同試料分析を通じた国際的核鑑識能力の向上に貢献しています。また、日米で協力して核・放射線テロ対策のための核・放射性物質の特性評価や脅威の削減方法の開発にも取り組んでいます。

技術的知見に基づく政策研究

関係行政機関からの要請に基づき、過去に非核化を達成した南アフリカ、ウクライナ、ベラルーシ及びカザフスタン、核開発を試みたりビア、イラン、イラク、北朝鮮等の非核化に向けた取組み事例を、核開発の動機、内外情勢、核開発の進捗、制裁等の効果等の観点で調査し、非核化達成のための要因分析を実施しています。また、原子力の平和利用の観点から、核兵器の解体、無能力化、廃止措置及びそれらの検証に係わる技術的プロセスについて調査検討を行います。

人材育成支援

2011 年からアジア諸国を始めとした各国への人材育成支援事業を開始し、2020 年 3 月までに核セキュリティや核不拡散 (保障措置) に関して国内外で実施したセミナー、トレーニング等に、約 4600 名が参加しています。こうした活動を通して、アジアを中心とした地域で核不拡散・核セキュリティ分野で活躍する人材を輩出しており、IAEA や国内外から高く評価されています。

CTBT に係わる国際検証体制への貢献

国際的な核実験監視体制の確立に向けて、包括的核実験禁止条約 (CTBT) 国際監視制度施設や国内データセンタの暫定運用をしています。CTBT 機関 (CTBTO) の核実験検知能力強化を目的として、日本政府が 2017 年 2 月に CTBTO に行った拠出により、CTBTO との放射性希ガス共同観測プロジェクトを、2018 年から北海道幌延町と青森県むつ市で実施しています。同プロジェクトでは、主に東アジア地域の放射性キセノンバックグラウンドの挙動解明のための観測を継続しており、国の政策実現に大きく貢献しています。本プロジェクトは 2020 年 4 月に、2022 年まで最大 2 年間延長することが決定されました。

核物質輸送及び研究炉燃料に係わる業務支援

各研究開発拠点が行う核物質輸送を支援するとともに、試験研究炉用燃料の需給及び使用済燃料の処置方策の検討を実施しています。高濃縮ウラン燃料の対米返還輸送を計画的に推進することにより、世界的な核セキュリティを強化してきた地球規模脅威削減イニシアティブに貢献しています。

理解増進のための取組み

核不拡散・核セキュリティ分野の動向やそれらに対する分析、ISCN の活動等を掲載したニューズレターのメール配信や国際フォーラムの開催等により、国内外における本分野の理解増進に貢献しています。



図 10-1 核不拡散・核セキュリティ総合支援センターの実施内容と連携機関

国内外の関係機関と連携し、核不拡散・核セキュリティ強化に資する活動を行っています。

10-1 保障措置のための核燃料物質の非破壊測定

—欧州委員会／共同研究センターのPUNITAを用いた遅発ガンマ線測定技術開発—

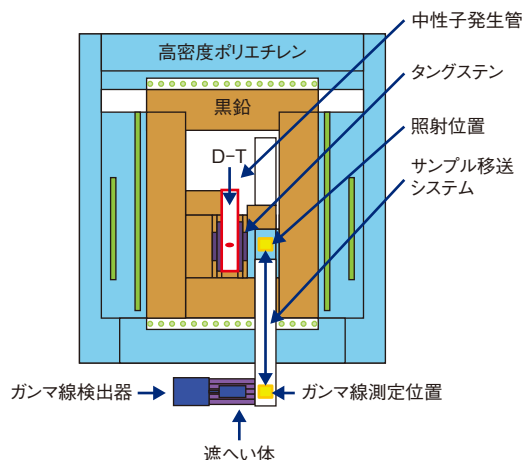


図10-2 遅発ガンマ線測定試験装置概略図

サンプルは中性子発生管により照射され、核分裂生成物が生成されます。その後、サンプルは測定器近傍まで移送された後、核分裂生成物が崩壊する際に放出するガンマ線の計測が行われます。このサイクルを統計上十分なスペクトルが得られるまで繰り返します。

核不拡散・核セキュリティ総合支援センター（ISCN）では、保障措置において、原子炉の使用済燃料などに含まれる核燃料物質の非破壊分析を可能とする技術として、アクティブ法の一つである遅発ガンマ線分析法の開発を行っています。これは、中性子を試料に照射して、核分裂を誘発させ、生成した核分裂生成物の崩壊に際して放出される一連のガンマ線を測定し、分析する技術です。

核分裂における生成物の量は、元となる核分裂性物質（U-235、Pu-239やPu-241）の量、各核種の核分裂断面積、核分裂収率によって決まります。そのため、測定で得られるガンマ線スペクトルは、元となる核分裂性物質固有のものとなります。このことは、スペクトルの分析で核分裂性核種比（理想的には各核分裂性核種量）を求めることを可能としています。図10-2は、遅発ガンマ線測定装置の概略を示したもので、サンプルは中性子照射されたのちに検出器まで移送され、測定されます。その後、再び中性子照射のために移送されます。このサイクルを統計的に十分なガンマ線スペクトルが得られるまで繰り返します。

使用済燃料は、それに含まれる長寿命核分裂生成物によって2000 keV以下の強いガンマ線を放出します。それが高いバックグラウンドとなってしまうため、そのままガンマ線を計測することは現実的ではありません。

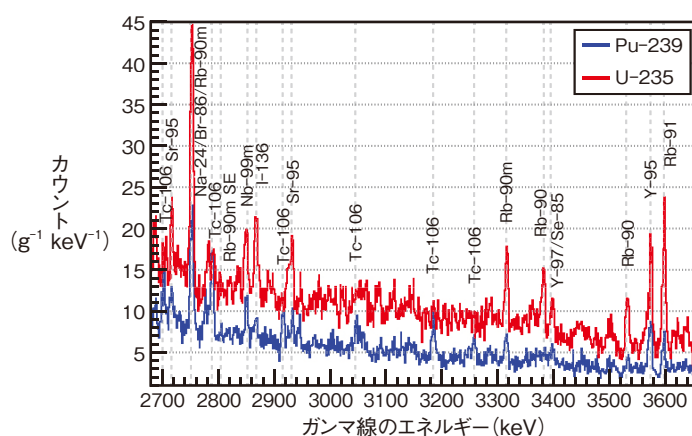


図10-3 U-235及びPu-239由来の核分裂生成物のガンマ線スペクトル

中性子照射により得られた遅発ガンマ線スペクトルです。放出されたガンマ線の比率により元の核分裂性物質の組成が分かります。（50秒照射＋50秒測定）を50回繰り返して測定しました。）

本技術では、バックグラウンドの影響を受けない2500 keV以上の高エネルギーガンマ線に着目します。鉛などの遮へいを通して測定すると、高エネルギーのガンマ線は低エネルギーのものに比べ減衰率が低いため、バックグラウンドを抑制した状態で測定できます。

本技術が核物質の分析に有用であることを示すため、欧州委員会／共同研究センターのイスプラ研究所（イタリア）において、小型パルス中性子源（D-T中性子発生管）を用いた非破壊測定試験装置であるPUNITA（Pulsed Neutron Interrogation Test Assembly）を用いた共同実験を行いました。図10-3は、U-235とPu-239の標準試料を測定したもので、二つのスペクトルに明らかな違いがあることから、実際にこの技術が核分裂性物質の分析に有用であることが確認できました。

今後は、効率的な測定法の確立、システムの小型化といった開発を進めるため、中性子の照射パターンや測定サイクル、中性子源、遮へい体、検出器等について、シミュレーション解析や実験を通じた研究を進め、使用済燃料などの高い放射能を持つ物質への適用を目指していきます。

本研究は、文部科学省の「核セキュリティ強化推進事業補助金」により実施しました。

（山口 知輝、Douglas Chase Rodriguez）

●参考文献

Rodriguez, D.C. et al., Utilizing PUNITA Experiments to Evaluate Fundamental Delayed Gamma-Ray Spectroscopy Interrogation Requirements for Nuclear Safeguards, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.57, issue 8, 2020, p.975-988.

原子力機構の研究開発成果 2020-21

発 行 2020 年 10 月
編集・発行 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

成果普及情報誌『原子力機構の研究開発成果』編集委員会

委 員 長 吉澤 道夫

委 員 立松 研二 鈴木 喜雄 小泉 光生 鷺谷 忠博 飯島 和毅
島田 太郎 小浦 寛之 原田 秀郎 森田 泰治 横田 光史
酒井 卓郎 酒井 健二 高田 孝 石塚 悦男 浜田 広次
水野 崇 佐藤 和彦

印 刷 松枝印刷株式会社

本誌は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が年に一回発行する研究開発の成果普及情報誌です。
本誌の内容、入手及び著作権利用に関するお問い合わせは、下記までお願いいたします。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
研究連携成果展開部 研究成果管理課

〒 319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方 2-4
TEL 029-282-6387
FAX 029-282-5920
e-mail ird-seika_shi@jaea.go.jp

©2020 日本原子力研究開発機構（禁無断転載）

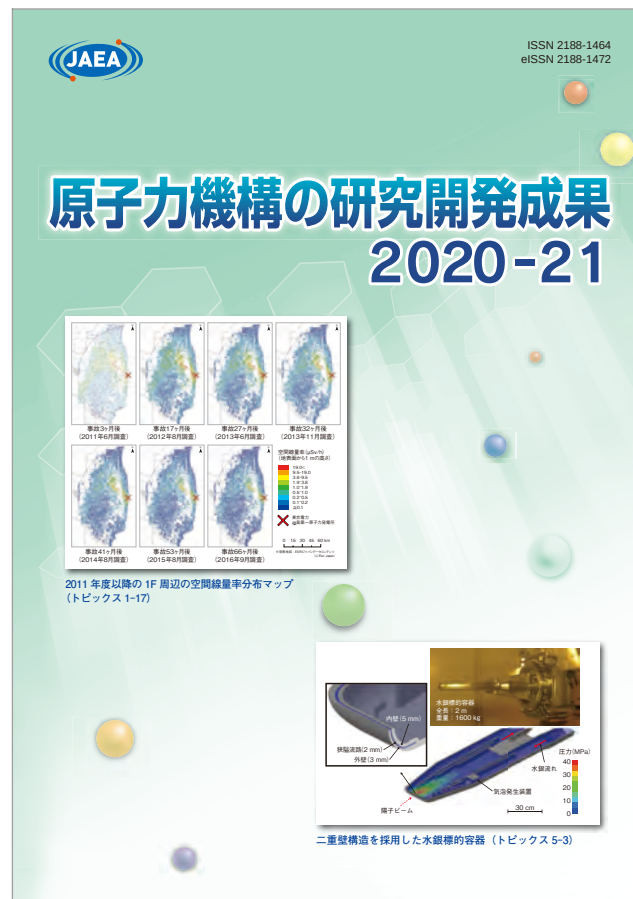
◆表紙デザインと画像◆

デザイン要素に取り入れています「正六角形」は玄武すなわち亀の甲羅を表し、長寿のシンボルとして古来より尊ばれた紋様です。なお、高温工学試験研究炉「HTTR」の燃料体も正六角形です。

画像は、2011 年度以降の 1F 周辺の空間線量率分布マップ（左上）と二重壁構造を採用した水銀標的容器（右下）です。

前者は、舗装されておらず人為的かく乱の少ない公有地を中心に指定した数千地点において、サーベイメータを用いて地上 1 m 高さの空間線量率を測定し、線量率の高い地点を暖色で低い地点を寒色で示したマップです（第 1 章トピックス 1-17、p.30）。

後者は、圧力が高くなる先端部に狭い水銀流路を隔てて内壁を設ける構造を採用した水銀標的容器で、陽子ビームが衝突した際の容器内部の状態を模式的に示しています（第 5 章トピックス 5-3、p.58）。



原子力機構が保有する知的財産のうち、産業上応用可能な特許技術やノウハウ等を解説した「JAERI 技術シーズ集 第 6 版」もご参照ください。

原子力機構全体の活動状況は、「2019 年度事業報告書」をご参照ください。